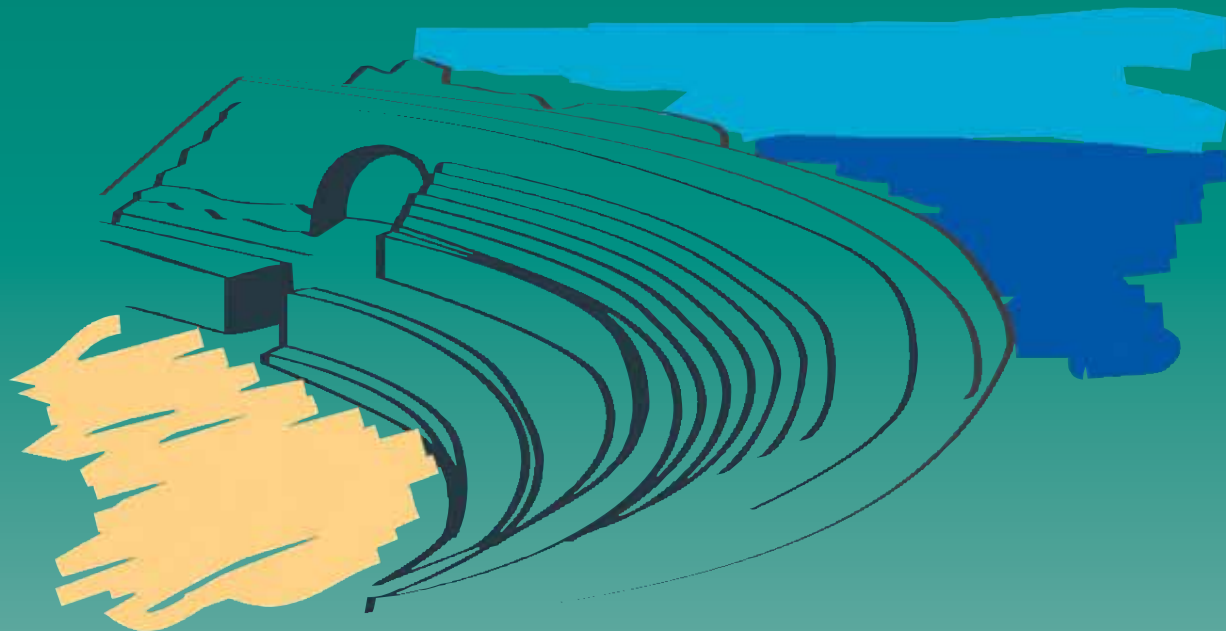


# RADIOPROTECCIÓN

REVISTA DE LA SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA



**Tarragona 2007**



**XI Congreso Nacional de la Sociedad  
Española de Protección Radiológica**

Nº 53 Extraordinario • Vol. XIV • Septiembre 2007

# RADIOPROTECCIÓN

REVISTA DE LA SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

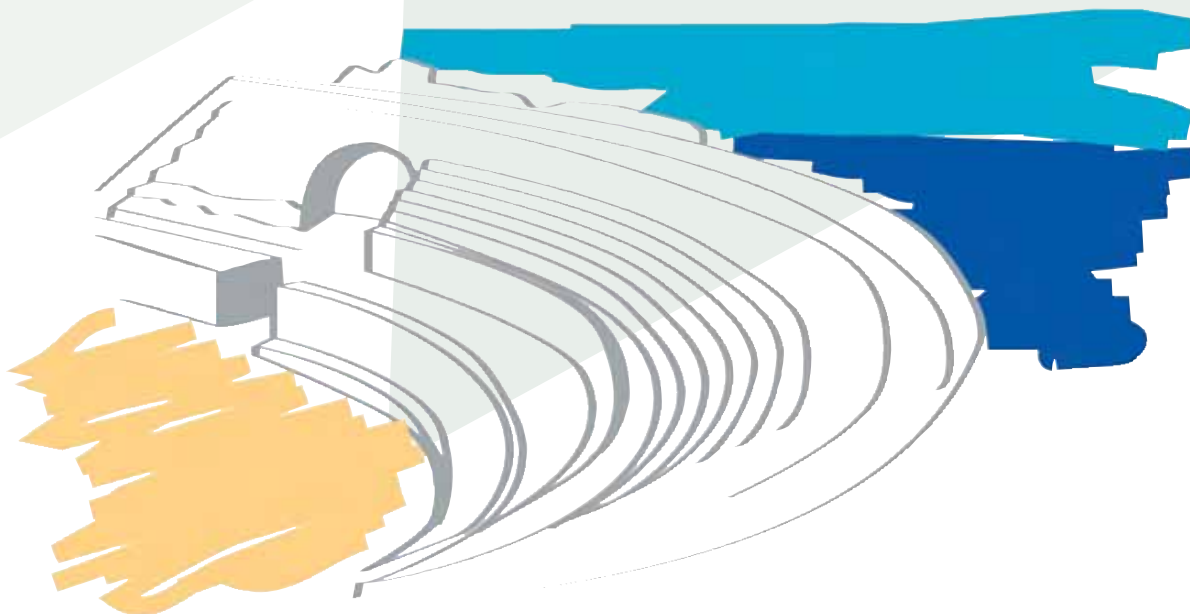
SEPR



SOCIEDAD ESPAÑOLA DE  
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

## XI Congreso Nacional de la Sociedad Española de Protección Radiológica

Tarragona, del 18 al 21 de septiembre 2007



Nº 53 Extraordinario • Vol. XIV • Septiembre 2007

# COMITÉS

## COMITÉ DE HONOR

Presidente del Comité de Honor

S.A.R. Don Felipe de Borbón, Príncipe de Asturias

**Molt Honorable Sr. José Montilla Aguilera**  
*President de la Generalitat de Catalunya*

**Excma. Sra. Elena Salgado Méndez**  
*Ministra de Sanidad y Consumo*

**Excma. Sra. Carmen Martínez Ten**  
*Presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear*

**Il.Im. Sr. Josep Fèlix Ballesteros**  
*Alcalde de Tarragona*

**Honorable Sr. Antoni Castells i Oliveres**  
*Conseller d'Economia i Finances*

**Honorable Sra. Marina Geli i Fàbrega**  
*Consellera de Salut*

**Il.Im. Sr. Josep Poblet Tous**  
*President de la Diputació de Tarragona*

**Dr. Francesc Xavier Grau**  
*Rector Magfc de la Universitat Rovira i Virgili*

**Ilmo. Sr. Juan Antonio Rubio Rodríguez**  
*Director General del CIEMAT*

**Ilmo. Sr. José Luís González Martínez**  
*Presidente de ENUSA*

**Ilmo. Sr. Pedro Rivero Torre**  
*Presidente de UNESA*

**Ilmo. Sr. José Alejandro Pina Barrio**  
*Presidente de ENRESA*

## COMITÉ ORGANIZADOR

**Miguel López Tortosa**  
*Presidente*

**Luis Miguel Tobajas Asensio**  
*Vicepresidente*

**Francisco González Tardiu**  
*Secretario*

**Juan José Morant Echevarne**  
*Tesorero*

Vocales:

**Enric Batalla Colomer**  
**Juan Manuel Gamo Jiménez**  
**Mercé Ginjaume Egido**  
**Idefonso Irún Revest**  
**María Teresa Ortiz Ramis**  
**Montserrat Ribas Morales**  
**Marçal Salvadó Artells**

## COMITÉ CIENTÍFICO

**Montserrat Ribas Morales**  
*Presidenta*

**Joan Gultresa Colomer,**  
*Secretario*

Vocales:

**Juan Pedro Bolívar Raya**  
**Ángel Fernández Peña**  
**Óscar González Corral**  
**María Antonia López**  
**Lucila Ramos Salvador**  
**Almudena Real Gallego**  
**Pedro Ruiz Manzano**  
**Domingo Sustacha Duo**  
**Alejandro Úbeda Maeso**

## JUNTA DIRECTIVA

**Rafael Ruiz Cruces**  
*Presidente*

**Pío Carmena**  
*Vicepresidente*

**Miguel López**  
*Vicepresidente Congresos*

**M<sup>a</sup> Teresa Macías**  
*Secretaria General*

**Cristina Correa**  
*Tesorera*

Vocales:

**Manuel Alonso, Carmen Álvarez, José M. Fernández Soto, Teresa Navarro, Domingo Sustacha, Ricardo Torres**

## P PRESENTACIÓN

Pasados ya veinticinco años del inicio de la Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR) y tras una trayectoria organizativa y científica consolidada, se empezó a gestar el XI Congreso de la SEPR para su realización en el Palau Firal i de Congressos de Tarragona. El Comité Organizador apostó por el lema “avanzar en la protección radiológica mejorando la calidad”, con el convencimiento de que pone de manifiesto la preocupación de los profesionales por la mejora continuada en este campo.

Con tal objetivo, el Comité Científico se puso a trabajar y a desarrollar la estructura del Congreso. El programa científico que aquí se presenta es fruto del consenso de ambos Comités. Se ha trabajado con rigor, ilusión, dedicación y generosidad para que todos podamos enriquecernos con la diversidad de conocimientos que aporta el carácter multidisciplinar de nuestra Sociedad.

Se presentan en el XI Congreso los avances y mejoras de calidad en cada una de las áreas de protección radiológica y las implicaciones que se derivan de las nuevas normas de PR aprobadas en 2007 por la Comisión Internacional de Protección Radiológica. Conseguir la máxima difusión y la colaboración de especialistas de los diversos sectores de la protección radiológica, es el principal objetivo.

El éxito de un Congreso requiere, además de un programa científico atractivo, una muy amplia participación de las instituciones, las firmas comerciales y las entidades colaboradoras que con sus aportaciones contribuyen en gran manera a la realización del mismo, así como de los socios que aportan savia nueva a través de sus trabajos y sus ideas. Este número extraordinario de la revista contiene, prácticamente, la totalidad de los trabajos presentados al XI Congreso, incluyendo las ponencias correspondientes a las sesiones plenarias y mesas redondas.

Queremos mostrar nuestro agradecimiento a los socios y entidades relacionadas con la protección radiológica que han enviado material, equipos y documentación que forman parte de la historia de la PR. Este material se mostrará durante las jornadas congresuales en una exposición que hemos denominado Expo'PR. Parte de él se destinará, posteriormente, al Centro Tecnológico Mestral de Enresa en el antiguo emplazamiento de la Central Nuclear Vandellós I.

Bienvenidos a Tarragona. Deseamos que disfrutéis no sólo del Congreso sino también de las actividades sociales y lúdicas que ofrece la milenaria ciudad bañada por el Mediterráneo y que al finalizar las jornadas congresuales os llevéis un entrañable recuerdo de nuestra hospitalidad.

**Miguel López Tortosa**  
*Presidente Comité Organizador*

**Montserrat Ribas Morales**  
*Presidenta Comité Científico*

# COLABORADORES

## PATROCINADORES



## COLABORADORES

- Técnicas Radiofísicas S.I.
- AD Qualitas S.A.
- Empresarios Agrupados I.A.E.
- Florida Instrumentación S.I.
- Dosibiológica
- Tecnatom S.A.
- IFM Instrumentación Físico-Médica S.L.
- NCA Electromedicina
- La Caixa

## COLABORADORES ESPECIALES



## EXPOSITORES



<b>COMITÉS</b> .....	<b>Pág. 3</b>
<b>PRESENTACIÓN</b> .....	<b>Pág. 5</b>
<b>COLABORADORES</b> .....	<b>Pág. 7</b>
<b>SESIONES</b> .....	<b>Pág. 15</b>
<b>Sesión Plenaria SPL1:</b> .....	<b>Pág. 15</b>
<b>GESTIÓN DE LA CALIDAD EN LOS SERVICIOS DE RADIOFÍSICA Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA: CALIDAD COMO SINÓNIMO DE SEGURIDAD</b>	
SPL1-1	Gestión de la calidad en los servicios de Radiofísica y protección radiológica: calidad como sinónimo de seguridad
SPL1-2	Gestión de la calidad en los servicios de protección radiológica de las centrales nucleares
<b>Sesión Técnica ST1:</b> .....	<b>Pág. 23</b>
<b>RESIDUOS RADIATIVOS</b>	
ARR-98	Residuos producidos por industrias NORM: impacto radiológico y gestión.
ARR-47	Tratamiento de un generador de vapor en Studsvik Nuclear Ab, Suecia.
ARR-105	Algunos aspectos básicos de la gestión de equipos y materiales residuales potencialmente contaminados.
ARR-32	Desmantelamiento de un acelerador lineal de uso médico: estimación de la dosis recibida por los trabajadores.
ARR-48	Elaboración de protocolo de gestión final de piezas activadas y otros materiales resultantes a partir del desmantelamiento de un Linac Siemens en el hospital de Basurto en Vizcaya.
ARR-23	El desmantelamiento de los aceleradores lineales de uso médico. Gestión de los materiales residuales .
<b>Sesión Técnica ST2:</b> .....	<b>Pág. 47</b>
<b>EFFECTOS BIOLÓGICOS</b>	
APRPMA-41	Estudio de potenciales agentes quelantes para la decorporación de uranio tras contaminación interna.
APRP-13	Disminución del daño genético inducido por la radioterapia en linfocitos de pacientes con cáncer de cabeza y cuello que recibieron amifostina concomitante.
AEBRE-33	Análisis de las alteraciones cromosómicas inducidas por rayos X de diferentes energías, mediante técnicas de Fish.
AEBRE-60	Disfunción telomérica y radiosensibilida
APRNI-10	Mecanismos de respuesta celular a campos magnéticos débiles de 50 hz.
<b>Presentaciones Póster SPA:</b> .....	<b>Pág. 67</b>
<b>DOSIMETRÍA, INSTRUMENTACIÓN Y PR OPERACIONAL EN LA INDUSTRIA</b>	
ADMIR-9	Metodología de calibración para contadores de cuerpo entero con detectores de INa en las instalaciones nucleares españolas.
ADMIR-83	Escanner de medida del enriquecimiento de uranio en la recepción de bidones.
ADMIR-25	Utilización de un pórtico de control de vehículos para la salida de C. N. Vandellós I en desmantelamiento.
ADMIR-16	Experiencia operacional de la sala de calibración de ENRESA en C.A.Cabril.
ADMIR-17	Sistema de control de los equipos de medida de la unidad técnica de protección radiológica (UTPR) de ENRESA.
ADMIR-107	Diseño de un detector de neutrones 4 $\pi$ para DESPEC.
APRO-31	Servicios de asistencia en protección radiológica al centro de investigación europeo JRC-ISPRA (Italia).
APRO-42	Aplicación ANCORA para el cálculo de dosis realistas.
APRO-56	Estudio de blindajes para el nuevo laboratorio de patrones neutrónicos del laboratorio de metrología de las radiaciones ionizantes del CIEMAT.
APRO-82	Evaluación del impacto de la ampliación del almacén de polvo en la fábrica de Juzbado.
APRO-84	Análisis integrado de seguridad en la fábrica de Juzbado.
APRO-106	Dosis por almacenamiento de electrodos toriados.
ARR-24	Aplicación práctica de la desclasificación de materiales en el desmantelamiento de C. N. Vandellós I.
<b>Presentaciones Póster SPB:</b> .....	<b>Pág. 106</b>
<b>FORMACIÓN EN PR Y EFECTOS BIOLÓGICOS</b>	
AASFDPR-34	Manual de acreditación y plan de reentrenamiento del departamento de protección radiológica y medioambiente de C. Trillo.
AASFDPR-15	Formación específica en protección radiológica a trabajadores de la industria del metal en España.
AASFDPR-28	Formación básica <i>online</i> en protección radiológica dirigida a los trabajadores expuestos del Ciemat.
AASFDPR-76	El entorno virtual como apoyo a cursos presenciales.
AASFDPR-50	Formación en protección radiológica en el proyecto CRIE de la Consejería de Sanidad de la Junta de Extremadura.
APRP-22	Información dirigida a la protección de la infancia que, por razones médicas, requieren exposición a las radiaciones ionizantes.
APRPMA-21	Información para personas que ayuden voluntariamente a pacientes sometidos a exploraciones de radiodiagnóstico.
AASFDPR-96	Las partes interesadas (" <i>stakeholders</i> ") en los procedimientos médicos con radiaciones ionizantes.
AEBRE-12	Análisis del efecto radioprotector del propóleo en cultivos de linfocitos mediante técnicas citogenéticas.

- AEBRE-19 Evaluación citogenética de la eficacia biológica relativa de rayos x de baja energía.  
 APRNI-11 Inhibición de la comunicación intercelular por campos magnéticos de 50 Hz.

**Mesa Redonda MR1:** ..... **Pág. 146**

**APLICACIÓN PRÁCTICA DE PROGRAMAS DE CALIDAD EN INSTALACIONES INDUSTRIALES**

- MR1-1 Aplicación práctica de los programas de calidad de las unidades técnicas de protección radiológica en las actividades que desarrollan en la industria.  
 MR1-2 Calidad y protección radiológica en CC.NN.  
 MR1-3 Aplicación práctica de programas de calidad en las instalaciones industriales. La experiencia de ENRESA.  
 MR1-4 Aplicación práctica de programas de calidad a la protección radiológica en aplicaciones de radiografía industrial.

**Mesa Redonda MR2:** ..... **Pág. 156**

**CALIDAD DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL MEDIO SANITARIO**

- MR2-1 Calidad de la protección radiológica en el medio sanitario.  
 MR2-2 Calidad de la protección radiológica en el medio sanitario.

**Sesión Póster SPC:** ..... **Pág. 163**

**DOSIMETRÍA E INSTRUMENTACIÓN**

- ADMIR-38 Evaluación de equipos de autoradiografía electrónica utilizados en la investigación biomédica.  
 ADMIR-58 Sistema para la caracterización dinámica de emisores de fotones de baja energía en grandes superficies.  
 ADMIR-61 Método alternativo para la determinación de actividad de Pu, mediante espectrometría de fotones de baja energía.  
 ADMIR-67 Cambio de trazabilidad en el laboratorio de referencia gamma en niveles de protección del laboratorio de metrología de radiaciones ionizantes del CIEMAT.  
 ADMIR-85 Estudio de la respuesta energética de dosímetros personales de anillo basados en  $^7\text{Li}_2^{11}\text{B}_6\text{O}_{10}:\text{Cu}$ .  
 ADMIR-86 Influencia de la diferente respuesta energética de dos materiales TL (LiF:Mg,Ti y LiF:Mg,Cu,P) en la evaluación de la dosis equivalente ambiental en escenarios reales.  
 ADMIR-93 Nuevo equipo de medida rápida in vivo de la contaminación interna en el CRC del CIEMAT.  
 ADMIR-94 Investigación coordinada de la dosimetría interna en Europa: el proyecto Conrad.  
 ADMIR-95 Implementación de técnicas de medida alternativas para emisores alfa en dosimetría interna en situaciones de emergencia.  
 ADMIR-72 Diseño de un espectrómetro direccional de neutrones utilizando TLD-600.  
 ADMIR-88 Dosimetría por Monte Carlo. Ejemplos de aplicación de los maniqués numéricos en dosimetría interna.  
 ADMIR-90 Caracterización por Monte Carlo de un laboratorio de medidas neutrónicas con fuente de Cf-252.  
 ADMIR-54 Cálculo de la distribución de dosis en un maniquí matemático utilizando tres técnicas diferentes de modelización geométrica.

**Sesión Póster SPD:** ..... **Pág. 211**

**PR OPERACIONAL Y DEL PÚBLICO EN SANIDAD**

- APRO-6 Sistemática de actuación en protección radiológica en una mutua de accidentes del trabajo y enfermedades. Perspectiva desde el servicio de prevención propio.  
 APRO-8 Control del material radiactivo en un laboratorio y de la actividad de sus trabajadores, con información de su riesgo radiológico. Un sistema automatizado.  
 APRO-70 Gestión de la pérdida de información dosimétrica mediante la aplicación de "dosis administrativas".  
 APRO-71 Acceso en tiempo real a los datos dosimétricos del servicio de dosimetría personal.  
 APRO-103 Cálculo de blindajes para aceleradores lineales: NCRP report n.151 frente a la norma DIN 6847-2.  
 APRO-36 Determinación de la bondad de los detectores de área utilizados en la verificación de los blindajes de una unidad de radioterapia externa.  
 APRO-5 Aplicación de un protocolo de levantamiento radiométrico en instalaciones de radiodiagnóstico.  
 AASFDPR-49 Protección radiológica en el tratamiento con Sm-153 de pacientes ingresados en cuidados paliativos.  
 APRP-45 Protección radiológica en un tratamiento pediátrico con  $^{131}\text{I}$ -MIBG.  
 APRPMA-51 Protección radiológica en la puesta en marcha de un ciclotrón autoblandado para medicina nuclear.  
 ARR-26 Gestión de residuos marcados con  $^{153}\text{Sm}$  a partir del análisis de las impurezas de  $^{154}\text{Eu}$  que contienen.  
 APRO-1 Normas de prevención en la manipulación de acetato de uranio y gestión de residuos.  
 APRNI-55 Medida de campos electromagnéticos en diferentes entornos laborales.

**Sesión Plenaria SPL2:** ..... **Pág. 255**

**LA METROLOGÍA DE RADIACIONES IONIZANTES EN ESPAÑA**

- SPL2 La metrología de radiaciones ionizantes en España.

**Mesa Redonda MR3:** ..... **Pág. 263**

**ACTUALIDAD Y FUTURO DE LOS LABORATORIOS DE CALIBRACIÓN DE RADIACIONES IONIZANTES**

- MR3-1 Diseño del nuevo laboratorio de patrones neutrónicos del laboratorio de metrología de las radiaciones ionizantes del CIEMAT.  
 MR3-2 La metrología en el ámbito de la medicina nuclear.  
 MR3-3 Laboratorio de metrología de radiaciones ionizantes del centro nacional de dosimetría: presente y futuro.  
 MR3-4 Actividades metrológicas del laboratorio de calibración y dosimetría de la Universidad Politécnica de Cataluña.



**Sesión Técnica ST3:** ..... **Pág. 278****PROTECCIÓN DEL PÚBLICO Y DEL MEDIO AMBIENTE**

- APRMA-102 Radionúclidos en agua y dietas elaboradas en Tenerife y dosis colectiva.  
 APRMA-52 Estudio de la radiactividad en las aguas de abastecimiento de Barcelona en el periodo 1995 a 2005.  
 APRMA-7 Reducción de la dosis por ingesta tras la adecuada potabilización de las aguas.  
 APRMA-18 Resultados del estudio de la correlación entre la tasa de dosis y la pluviometría registradas en la red de vigilancia radiológica de la Comunidad Autónoma del País Vasco.

**Sesión Técnica ST4:** ..... **Pág. 295****PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OPERACIONAL Y DOSIMETRÍA**

- ADMIR-27 Puesta en marcha de un sistema de dosimetría personal basado en la luminiscencia estimulada ópticamente (OSL).  
 APRO-4 Aplicación informática de P.R. operacional.  
 APRO-69 Cuarta campaña de intercomparación entre servicios de dosimetría personal externa.  
 APRO-2 Dosimetría de área y asignación de dosis a trabajadores expuestos de categoría b en el ámbito sanitario.  
 ADMIR-46 Influencia de la incertidumbre combinada en el límite de detección.

**Presentaciones Póster SPE:** ..... **Pág. 314****PROTECCIÓN DEL PÚBLICO Y DEL MEDIO AMBIENTE**

- APRMA-91 Metodología para el cálculo de dosis realistas en el entorno de las instalaciones nucleares españolas.  
 APRMA-59 Red gamma para la medida en tiempo real de la tasa de dosis equivalente ambiental en el CIEMAT.  
 APRMA-40 Resultados del grupo de trabajo de dosimetría ambiental por termoluminiscencia. Ejercicio de intercomparación en la estación esmeralda.  
 ADMIR-29 Prototipo de un módulo para el control remoto y la gestión de datos en las estaciones de medida de una red de vigilancia radiológica ambiental.  
 APRMA-39 Caracterización radiológica de un depósito de residuos industriales en Flix (tarragona). Evaluación de la dosis recibida por los trabajadores.  
 APRMA-101 Evaluación radiológica de las aguas procedentes de los sistemas acuíferos del área de Sierra de Gádor (Almería).  
 APRMA-74 Estudio del comportamiento del plutonio desde el punto de vista de su contribución a la dosis por inhalación.  
 APRMA-100 Radiactividad natural en aerosoles recogidos en una industria NORM: implicaciones radiológicas.  
 APRMA-87 Niveles de actividad y de dosis registrados en la operación de la central térmica de Teruel en Andorra.  
 APRMA-79 Ejercicio SIRA de un laboratorio OTAN.  
 APRMA-89 Preparación del sistema de ayuda a la decisión MOIRA para su aplicación en caso de contaminación radiactiva de los principales ecosistemas acuáticos españoles.  
 APRMA-92 El centro de custodia y gestión de fuentes radioactivas huérfanas de Cataluña.  
 APRMA-75 Propiedades y modelización del comportamiento del <sup>14</sup>C en las evaluaciones de seguridad de la biosfera.  
 APRMA-37 Aplicabilidad del sistema de ayuda a la decisión RODOS en situaciones de emergencia no nuclear.

**Presentaciones Póster SPF:** ..... **Pág. 364****PR DEL PACIENTE Y OPERACIONAL EN RADIODIAGNÓSTICO**

- APRP-62 Procedimiento de ajuste del control automático de la exposición en sistemas de radiología digital computarizada.  
 APRP-63 Desarrollo de un programa informático para la evaluación de la calidad de imagen utilizando el objeto de contraste detalle CDRAD.  
 APRP-64 Influencia de los cambios propuestos por la ICRP en los nuevos factores de ponderación para el cálculo de la dosis efectiva en exploraciones de TC.  
 APRP-65 Influencia del peso y la constitución del paciente adulto en las dosis impartidas. Comparación entre dos equipos de tomografía computarizada multicorte.  
 APRP-108 Dosis absorbida en el útero en una exploración TC para el diagnóstico de embolismo pulmonar en embarazadas.  
 APRP-66 Desarrollo de algoritmos de evaluación automática de imágenes de un maniquí dental para equipos de radiología dental digitales.  
 APRP-44 Discrepancias en la prueba de aceptación de un equipo de radiología digital Siemens ARISTOS MX.  
 APRP-104 Relación entre dosis y calidad de imagen mediante maniquí en un sistema de mamografía digital de selenio.  
 APRO-30 Estudio dosimétrico en equipos dedicados al cribado mamográfico en el ámbito de Cataluña: comparativa entre diferentes tecnologías del sistema de imagen.  
 APRO-43 Actualización y optimización de la protección radiológica en el área de quirófanos en los que se trabaja con rayos X.  
 APRO-57 Evaluación del uso de guantes de protección en procedimientos intervencionistas.  
 APRO-35 Dosis en manos y cristalino recibidas por personal intervencionista en técnicas terapéuticas complejas.  
 AEBRE-20 Análisis del detrimento radiológico en radiología intervencionista usando métodos de dosimetría física y biológica: el *software* RADRISK-UPV.

**Conferencia:** ..... **Pág. 410****PRINCIPALES IMPLICACIONES DE LAS NUEVAS RECOMENDACIONES DE LA ICRP**



**LOS ASPECTOS SOCIALES ANTE EL DESARROLLO TECNOLÓGICO CON RADIACIONES IONIZANTES**

- SPL3-1 El territorio y su relación con el desarrollo de tecnologías de radiación ionizante.
- SPL3-2 Los aspectos sociales en el desarrollo tecnológico con radiaciones ionizantes.

**PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL MEDIO AMBIENTE**

- ANRPR-68 Seguimiento y controles de seguridad en las instalaciones radiactivas operativas del CIEMAT.
- APRMA-80 Protección radiológica del medio ambiente: Proyecto Europeo ERICA.
- APRMA-73 Estudio sobre ensayos para la detección de radiactividad en materiales metálicos mediante detectores de pórtico.
- APRMA-99 Potencial de radón: una propuesta de clasificación de materiales atendiendo a la capacidad de generación de radón.

**FORMACIÓN Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OPERACIONAL**

- ANRPR-97 El control y evaluación de las medidas para la protección radiológica del paciente. Una asignatura pendiente de nuestra administración sanitaria.
- AASFDR-3 Programa de formación continua en protección radiológica en instalaciones radiactivas pertenecientes a centros de investigación biológica.
- APRO-81 Dosimetría en una instalación PET dedicada a la investigación con animales.
- APRO-78 Control radiológico aplicado en experimentación animal con <sup>131</sup>I en estudios de terapia génica.

**LA SERP EN LOS ASPECTOS SOCIALES DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA PRESENTACIÓN**

- MR4-1 La SERP ante el proceso de incorporación del paciente en la toma de decisiones de los procedimientos médicos con radiaciones ionizantes que le conciernen.
- MR4-2 El papel de la SERP frente al público y los trabajadores de la industria nuclear como grupos interesados en la operación de las centrales nucleares.
- MR4-3 El papel de la SERP en los procesos de participación pública. Particularización al desarrollo de los planes nacionales de gestión de residuos radiactivos.

## Experiencia y Prestigio

HELGESON SCIENTIFIC SERVICES SA es la única empresa española diseñadora y fabricante de equipos contadores de radiación corporal CRC (con sus modelos *DIYS* y *QUICKY*) y de software específico, tanto en versiones estándar, como en versiones adaptadas a las necesidades de sus clientes, en sistemas de instalaciones de Protección Radiológica. Con el aval de más de 20 años de experiencia y siendo los únicos equipos de dosimetría interna instalados en todas las CCNN españolas.

HELGESON SCIENTIFIC SERVICES SA anuncia el último desarrollo de PANASONIC Industrial, (marca representada por la compañía): el lector de dosímetros TLD modelo UD-7900, diseñado para aquellas instalaciones de media/alta escala donde el modelo anterior, UD-716, sea insuficiente.

El modelo UD-7900 se caracteriza por:

- Una mayor velocidad de lectura.
- Sistema de calentamiento 100% sin contacto (calentamiento óptico).
- **No precisa consumibles externos, problemáticos y costosos, como el nitrógeno.**
- Ausencia de problemas mecánicos.
- Total automatización del proceso de lectura.
- **Software abierto y adaptable a las necesidades de cada usuario.**
- **Servicio Técnico inmediato.**

Si es Vd. usuario de sistemas TLD, **no lo dude, contacte con nosotros y se sorprenderá no sólo por la estabilidad y prestaciones de los equipos TLD PANASONIC sino por su precio económico y rápida amortización.**



**HELGESON SCIENTIFIC SERVICES S.A.**

**PANASONIC**



**HELGESON SCIENTIFIC SERVICES S.A.**

**Avda. Cámara de la Industria, 18 - Polígono Industrial nº 1. 28938 - Móstoles (Madrid)**

**Teléfono: 91 646 62 67 Fax: 91 647 11 41 e-mail: comercial@helgesonsa.es**

**SPL1**

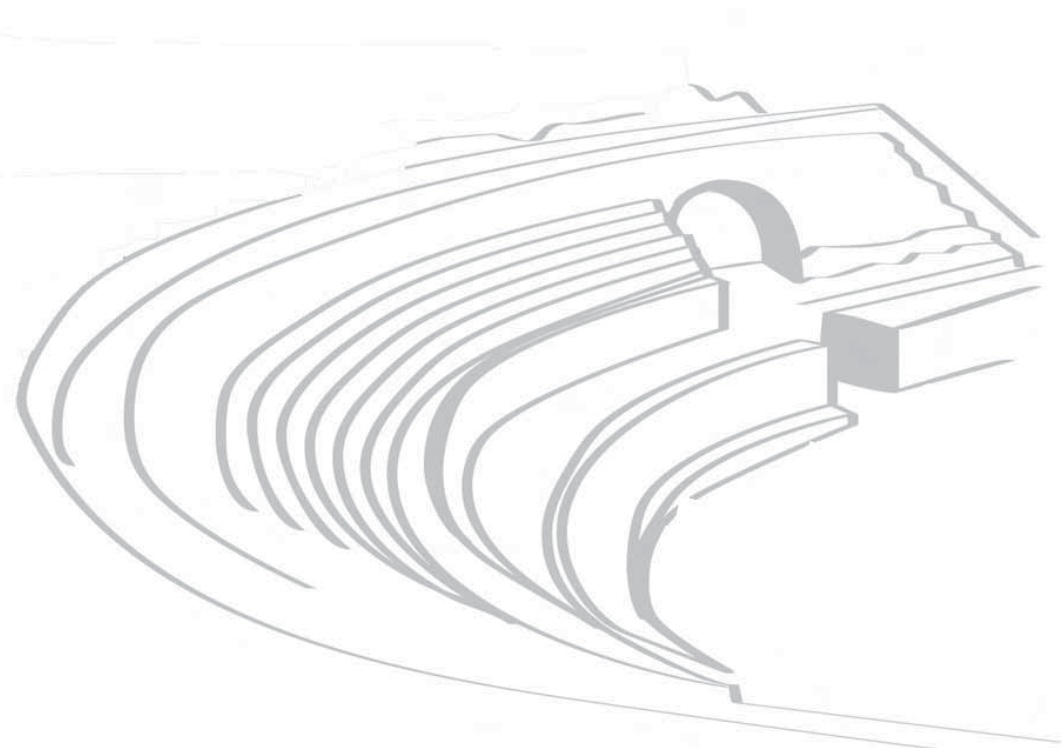
**SESIÓN PLENARIA**

**GESTIÓN DE LA CALIDAD EN LOS SERVICIOS DE RADIOFÍSICA Y DE  
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA:  
CALIDAD COMO SINÓNIMO DE SEGURIDAD**

**Miércoles 19 de septiembre de 2007**

**9:30 - 11:00**

Presidida por: **Francisco Fernández** (Consejero del CSN)





## GESTIÓN DE LA CALIDAD EN LOS SERVICIOS DE RADIOFÍSICA Y DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA: CALIDAD COMO SINÓNIMO DE SEGURIDAD

V. Ureña

*Subdirectora Médico de Investigación Docencia y Calidad del Hospital Universitario Ramón y Cajal.*

En el momento actual existe un amplio consenso sobre las dimensiones o componentes que configuran la calidad de la Atención Sanitaria. Estas dimensiones se corresponden, además, con las necesidades y expectativas de los pacientes, los profesionales y los gestores. Aceptamos que la calidad de la Atención Sanitaria se construye a base de combinar efectividad, eficiencia, equidad, adecuación, accesibilidad, continuidad, satisfacción del paciente y los profesionales y seguridad. Es evidente que en una especialidad hospitalaria como la radiofísica y protección radiológica, para ofertar un servicio de calidad, va a ser también necesario efectuar una sabia combinación de todas estas dimensiones, pero posiblemente la más importante, porque constituye una de sus principales razones de ser, es la de garantizar la seguridad de una serie de personas (pacientes y profesionales), equipos y prácticas clínicas.

La seguridad puede definirse como la capacidad de reducir riesgos propios de la atención sanitaria y del entorno para los pacientes, los familiares y los profesionales.

Las personas que trabajamos en el sector sanitario siempre nos hemos guiado por la premisa hipocrática del "Primum non nocere", lo primero es no dañar, y han sido constantes las iniciativas para preservar la seguridad de los pacientes. Sin embargo, en los últimos años se han publicado una serie de informes<sup>1,2,3</sup> que nos obligan a reconsiderar la efectividad de dichas iniciativas. De hecho la capacidad de reducir el riesgo en el ámbito sanitario comparada con la que han demostrado otros sectores considerados peligrosos (aviación, centrales nucleares, industria química, industria del automóvil) es notablemente deficiente.

El primero de estos informes, "To err is human" del Institute of Medicine, estimaba que en USA se producen un millón de lesiones y 44.000-98.000 muertes cada año por eventos adversos evitables (errores) dentro del ámbito sanitario. Esta constituye la octava causa de muerte de ese país, por delante de los accidentes de tráfico, el cáncer de mama o el SIDA. Aunque cabría la tentación de pensar que tal situación es secundaria a la ineptitud o descuido del personal sanitario, los expertos que elabo-

boraron dichos informes consideraron que los errores no eran debidos a malas personas sino a que las personas trabajan en sistemas inadecuados para conseguir un entorno seguro.

Todos podemos aceptar que los sistemas de trabajo dentro de los que nos movemos habitualmente en la sanidad son complejos. Las actividades más rutinarias como la administración de un medicamento o la práctica de una intervención quirúrgica implican encadenar y coordinar, de forma adecuada, un número nada desdeñable de acciones desarrolladas por diversos profesionales. Se ha demostrado que los sistemas complejos fallan a causa de una combinación de múltiples pequeños fallos, cada uno de ellos insuficiente para causar el accidente. Tal como concluye el informe "To err is human", errar es humano y puesto que no podemos cambiar la condición humana debemos conseguir sistemas de trabajo seguros en los que los errores no sean posibles. El estudio riguroso y metodológicamente correcto de las circunstancias en las que se producen los errores nos ayudará, tal como ha sucedido en otros sectores de riesgo como la aviación o las centrales nucleares, a instaurar sistemas seguros que permitan prevenir los errores con independencia del factor humano.

Al analizar los errores y sus causas es importante tener en cuenta que los errores activos, es decir, las acciones inseguras cometidas por personas en contacto directo con el paciente o con el sistema (lapsos, equivocaciones, deslices, torpezas, incumplimiento de procedimientos) suelen ser secundarios a condiciones latentes. Las condiciones latentes son como "patógenos residentes en el sistema". Proviene de decisiones tomadas por planificadores, redactores de protocolos y la alta dirección (presión de tiempo, personal insuficiente, equipo inadecuado, fatiga, inexperiencia, etc.). Para erradicar los errores activos se deberán descubrir sus condiciones latentes que son las causas últimas del error sobre las que es necesario incidir.

Una de las herramientas más utilizadas en la metodología del análisis causal para descubrir las condiciones latentes de un error es el Root Cause Analysis<sup>4,5</sup> o Análisis de Causas Raíz. Consiste en una aproximación retros-



pectiva al análisis de errores. Es un método que proviene del sector industrial y que se utiliza frecuentemente para investigar las causas de accidentes graves en la industria nuclear o en la aviación. Se basa en un proceso secuencial de preguntas estructuradas para descubrir errores latentes subyacentes en un suceso centinela. Se orienta al proceso, por lo que supone una revisión exhaustiva de los elementos que lo integran (personas, equipos, procedimientos, información, entornos, contingencias externas, etc). Un caso centinela es un acontecimiento inesperado que tiene como resultado la muerte o una lesión física o psicológica grave para el paciente (o el riesgo de que se produzca). El análisis progresa desde las causas especiales en los procesos clínicos a las causas comunes en los procesos organizativos. Consiste en realizar una descripción pormenorizada de las circunstancias en las que se produjo el error y profundiza repetidamente preguntando ¿por qué?, hasta que se agotan las respuestas. Identifica los cambios necesarios en los procesos que mejorarán el nivel de la práctica y reducirán el riesgo.

Sin embargo, es aconsejable no esperar que se produzcan los errores para estudiarlos y adoptar una postura proactiva para prevenirlos. Uno de los métodos más utilizados para este fin es el llamado Failure Mode & Effect Analysis (FMEA) o AMFE (Análisis Modal de Fallos y Efectos). Se trata de una herramienta desarrollada en 1949 por el ejército americano, adaptada en los años 60 por la NASA (programa Apolo) y en 1993 la industria del automóvil (General Motors, Ford, Chrysler) patentó un modelo propio. Actualmente es ampliamente utilizada en el sector industrial: aviación, química, nuclear, aeroespacial. En 1998, el National Center for Patient Safety de la Veterans Health Administration americana crea un modelo adaptado al sector sanitario, el HFMEA<sup>6,7</sup> (Healthcare Failure Mode & Effect Analysis). Se trata de un método prospectivo y sistemático que sirve para identificar y prevenir problemas antes de que ocurran. Básicamente consiste en seleccionar un proceso (administración de hemoderivados, preparación del paciente para cirugía, etc.), diagramar todos sus pasos e identificar todas las posibilidades de error que puedan darse. Una vez identificados todos los riesgos se les aplica una escala para valorar su grado de probabilidad y severidad, se seleccionan los que obtienen una mayor puntuación y posteriormente se establecen medidas para su prevención. La identificación de todas las posibilidades de fallo de un proceso constituye su mapa de riesgos y las medidas de prevención asociadas a los mismos configuran el plan de seguridad del proceso.

Como conclusión podemos afirmar que existen datos y estudios solventes que nos indican que la mejora de la calidad asistencial debe pasar por considerar con mayor atención todos los aspectos relacionados con la seguridad del paciente. Aunque los seres humanos nos equivoquemos siempre podremos prevenirlo y evitarlo con el diseño de sistemas de trabajo seguros. Existen herramientas que nos permiten aprender de los errores o anticiparnos a ellos y la aplicación de todas ellas requiere de un profundo conocimiento y estandarización de nuestros procesos y procedimientos de trabajo. La seguridad es evidentemente un derecho del paciente, pero también de los profesionales, porque cuando se produce un error nosotros somos la segunda víctima. Como escribía A.W. Wu<sup>8</sup> "La seguridad del paciente y el bienestar de los profesionales estarán mejor servidos si somos capaces de ser más honestos<sup>8</sup> hacia nuestros pacientes, nuestros colegas o hacia nosotros mismos en el tratamiento de los errores".

## REFERENCIAS

1. *To Err Is Human: Building a Safer Health System*. LT Kohn, JM Corrigan, MS Donaldson, eds. Washington, DC: National Academy Press, 1999. [http://books.nap.edu/catalog/9728.html?onpi\\_newsdoc112999](http://books.nap.edu/catalog/9728.html?onpi_newsdoc112999)
2. *An organization with memory*. London: The Stationery Office, 2000. <http://www.dh.gov.uk/assetRoot/04/06/50/86/04065086.pdf>
3. *Australian Council for Safety and Quality in Health Care. First National Report on Patient Safety*. August 2001. <http://www.safetyandquality.org/articles/Publications/firstreport.pdf>
4. *Chapter 5. Root Cause Analysis*. Heidi Wald, Kaveh G. Shojania. En: *Making Health Care Safer. A Critical Analysis of Patient Safety Practices*. University of California at San Francisco (UCSF)-Stanford University Evidence-based Practice Center. Agency for Healthcare Research and Quality. Ed. Amy J. Markowitz, J.D. <http://www.ahrq.gov/clinic/ptsafety>
5. *Root Cause Analysis in Health Care: Tools and Techniques, Second Edition*. Joint Commission Resources. <http://www.jcinc.com/publications.asp?durki=2767&site=4&return=78>
6. VA: *National Center for Patient Safety: Healthcare Failure Mode and Effect Analysis Course Materials*. <http://www.patientsafety.gov/HFMEA.html>
7. *JCAHO Bibliography: Failure Mode and Effects Analysis*. <http://www.jcaho.org/accredited+organizations/patient+safety/fmea/failure+mode+and+effects+analysis.htm>
8. Albert W Wu. *Medical error: the second victim*. BMJ 2000; 320: 726-727. <http://bmj.bmjournals.com>



# GESTIÓN DE LA CALIDAD EN LOS SERVICIOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LAS CENTRALES NUCLEARES

R. Gasca

Director de la Central Nuclear de Ascó.

## INTRODUCCIÓN

En las CCNN, los requisitos de seguridad nuclear, protección radiológica, seguridad física, calidad, prevención, medioambiente y económicos, se realizan integrando todos los sistemas de gestión, mediante un Sistema de Gestión Integrada (SGI), que permite a las centrales y empresas que las conforman, alcanzar los objetivos definidos en sus planes estratégicos, en coherencia con la visión, misión y valores establecidos por cada organización.

El propósito del SGI es mantener la seguridad nuclear y la protección radiológica de las instalaciones y mejorarla de forma sistemática, asegurando que el resto de requisitos mencionados están también contemplados, para prevenir posibles impactos negativos en el caso de no haberlos tenido en consideración.

El SGI aplica a todas las actividades de las instalaciones: estructura organizativa, recursos y procesos y a todos los niveles de la organización: personal, departamental y de dirección.

## ESTRUCTURA DEL SISTEMA DE GESTIÓN INTEGRADA

La estructura del SGI se basa en el ciclo de mejora continua.

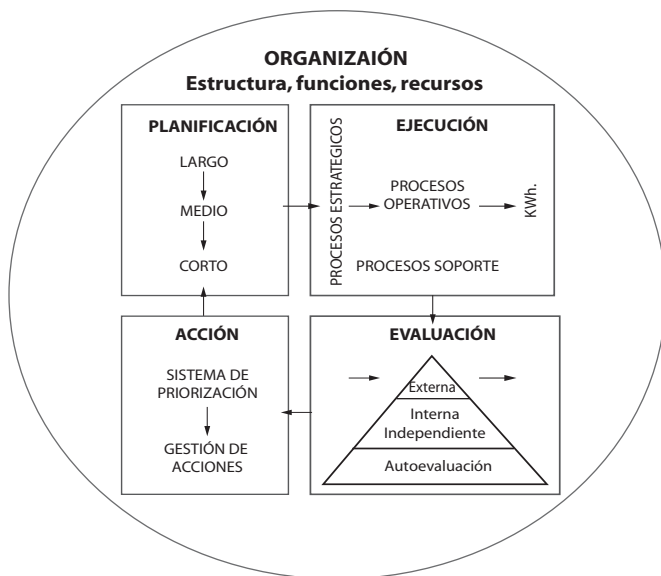
**La planificación a largo plazo** en las CCNN está identificada con la misión, visión y valores establecidos en cada empresa.

**La planificación a medio plazo** se desarrolla en los planes estratégicos analizando los valores y/o expectativas de los Grupos de Interés (sociedad, CSN, empresa, empleados), para deducir unos objetivos generales, e identificando las fortalezas, debilidades, oportunidades y amenazas.

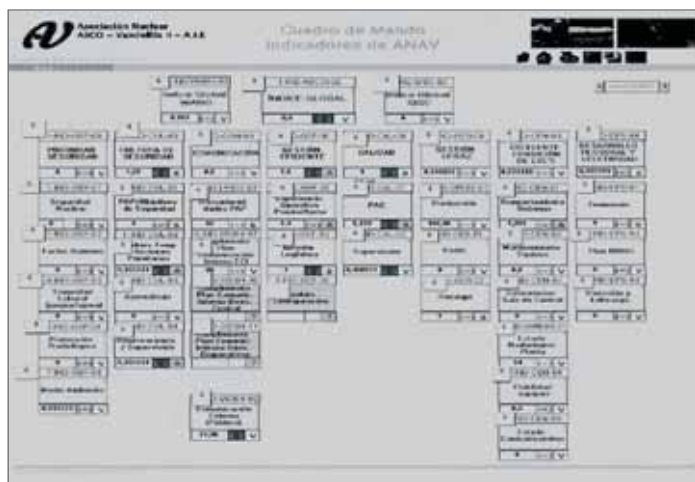
Los resultados de ambos análisis en Ascó-Vandellòs se agrupan en 8 líneas estratégicas con objetivos específicos:

- Prioridad de la Seguridad
- Cultura de Seguridad
- Comunicación interna y externa
- Gestión eficiente de la planta
- Calidad / Mejora continua
- Producción
- Condición material
- Desarrollo del personal

El seguimiento y evaluación de esta planificación se efectúa fundamentalmente a través del Cuadro de Mando de Indicadores, cuya estructura es la siguiente:



Planificación



Cuadro de mando indicadores de ANAV



Los Indicadores tienen una gradación en colores verde, blanco, amarillo y rojo en función de cómo se cumplen o se desvían en relación con los objetivos de cada uno de ellos.

Los indicadores de las 8 líneas estratégicas conforman el Índice Global de cada Central. En la línea de prioridad de la Seguridad en el Indicador de Protección Radiológica está la PR en el ámbito de los trabajadores y el público mediante la Dosis Colectiva Operacional, la Dosis Efectiva debida a efluentes y el Volumen de Residuos de Baja y Media Actividad de cada Central. En la línea de Condición Material está la PR en el ámbito de la instalación a través del indicador Estado Radiológico Planta, que cuantifica la evolución de las zonas radiológicas de todas las áreas de la Central.

Por otra parte el Cuadro de Mandos contiene información del Índice Global WANO, para tener una comparativa de los resultados con indicadores idénticos externos de la industria nuclear. El de Protección Radiológica es la Dosis Colectiva Oficial promediada a tres años de cada reactor nuclear.

Finalmente, también se cuantifica los Indicadores del CSN relacionados con el Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC), de los cuales 2 están relacionados con la Protección Radiológica: el indicador del pilar de PR Ocupacional y el indicador del pilar de PR del Público.

**La planificación a corto plazo** se desarrolla fundamentalmente en los Planes Operativos Anuales que contienen los Objetivos de las Direcciones.

Ejemplos en C.N. Ascó de objetivos en Protección Radiológica son los siguientes:

- Cumplimiento objetivos de dosis colectivas, individuales y contaminaciones en recarga.
- Cumplimiento objetivos de Supervisión y observaciones en planta.
- Cumplimiento de objetivos para disminuir los pendientes documentales.
- Cumplimiento objetivos de no tener acciones en PAC fuera de plazo...

**EJECUCIÓN**

Las CCNN españolas están empezando a adaptar el modelo de procesos según el Standard Nuclear Performance Model emitido por el Nuclear Energy Institute (NEI) lo que permite la descripción de los siguientes tipos de procesos:

- Procesos Estratégicos (4), que soportan y despliegan las políticas y las estrategias de la organización, pro-

porcionando directrices y límites de actuación para el resto de procesos.

- Procesos Operativos (5), entre los que se encuentran los de operar la planta y por consiguiente los de tratamiento de efluentes radiactivos y proceso de residuos radiactivos, y los de gestión de trabajos y por consiguiente los de Protección Radiológica de la instalación y de los trabajadores.
- Procesos de Soporte (6), que apoyan a los procesos operativos como por ejemplo el de Formación.

La efectividad y eficiencia de cada proceso se cuantifica mediante indicadores específicos con el objeto de:

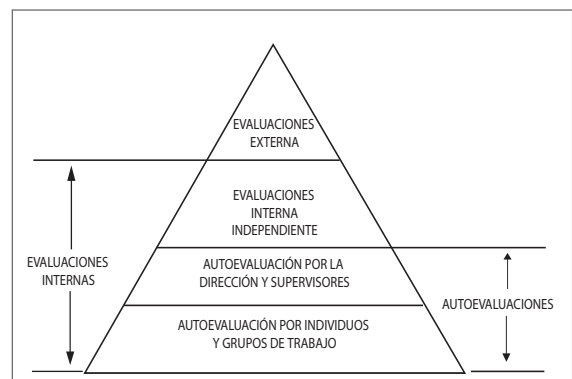
- Conocer su efectividad y eficiencia
- Efectuar comparaciones
- Establecer metas y objetivos
- Detectar oportunidades de mejora
- Conocer el impacto de cambios y acciones
- Realizar el seguimiento de variables

En C.N. Ascó los indicadores específicos son los siguientes:

PROCESO	Nº	INDICADOR
Gestión de Trabajo: Monitorizar y controlar la exposición a la radiación	1	Efectividad del Control de la Exposición Ocupacional por Reactor
	2	Nº Anual de Contaminaciones Internas por reactor o con dosis efectiva comprometida mayores del Nivel de Registro de 1m Sv/año
	3	Nº Anual de Trabajadores expuestos con dosis operacional por reactor o mayor de 10m Sv/recarga
	4	Nº Anual de Trabajadores expuestos a la radiación con dosis oficial en el emplazamiento o mayor de 20m Sv/año
	5	Nº Anual de contaminación en piel por reactor o mayores del nivel de registro de 4m Sv/mes
Gestión de Trabajo: Monitorizar y controlar la contaminación	6	Volumen en m3 de residuos ahorrados en prácticas de segregación y descontaminación en el emplazamiento
	7	Nº de contaminaciones en piel de ecodados por reactor en periodos de recarga por reactor
	8	Peso en Kg de vesuario procesado en Lavandería (lavado y/o descontaminado) en el emplazamiento
	9	Volumen en m3 de chatarra descontaminada en emplazamiento
Operar Plan a: Controlar y manipular efluentes	10	Volumen en m3 de equipos y herramientas descontaminadas
	11	Incidentes reportables en efluentes radiactivos por reactor
	12	Porcentaje de ocupación del Almacén de RBMA

**EVALUACIÓN**

La evaluación en las CCNN contempla los niveles reflejados en el gráfico siguiente:



Mediante el Plan Anual de Evaluación de la Empresa se referencian las evaluaciones externas, evaluaciones inter-

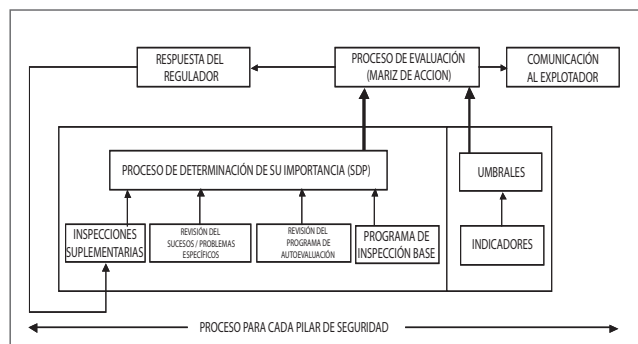
nas independientes y el Programa de Autoevaluación que cada Unidad Organizativa debe realizar anualmente.

### A. Evaluación Externa

Permiten disponer de evaluaciones independientes de la gestión de la Central. Pueden ser obligatorias como las del CSN y voluntarias para obtener o mantener homologaciones (ISO, OSHA,...), o para asegurar estándares nacionales e internacionales (INPO, WANO, OIEA...).

El CSN lleva a cabo su misión inspectora mediante el Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC). El SISC vigila las instalaciones mediante inspecciones y 18 indicadores de funcionamiento agrupados en 7 pilares de seguridad, de los cuales 2 son de Protección Radiológica. El indicador de efectividad del control de la exposición ocupacional valora el pilar de PR Operacional y el indicador de control de efluentes radiactivos el pilar de PR del Público.

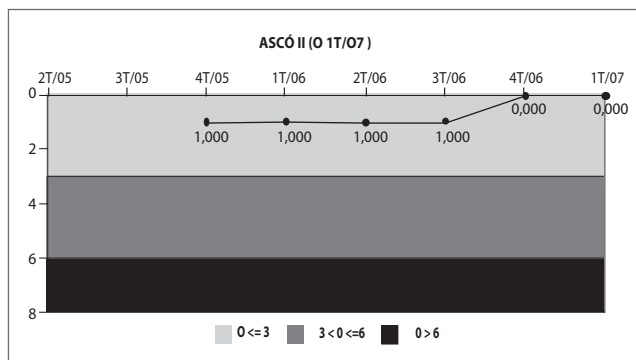
En función de los resultados de inspección e indicadores se derivan actuaciones reguladoras en base al proceso general siguiente:



Los hallazgos de inspección son sometidos a un proceso de cribado, para determinar cuales deben analizarse para determinar su importancia en relación con la seguridad (SDP). Finalmente son clasificados como menores (no implican riesgo) o mayores, si implican un riesgo significativo: verdes, blancos, amarillos o rojos en función de su importancia.

Los indicadores son clasificados por cada instalación trimestralmente en relación a unos valores umbrales preestablecidos con la misma clasificación de colores anterior.

- Verde. Dentro de lo esperado.
- Blanco. Valor fuera de rango esperado pero los objetivos se cumplen.
- Amarillo. Los objetivos se cumplen, pero hay reducción en el margen de seguridad.
- Rojo. Significativa reducción de los márgenes de seguridad.



Ascó II. Efectividad control exposición ocupacional

### B. Evaluación Interna Independiente

La responsabilidad de la misma, recae en la Organización de Calidad de las Centrales y se basa en 3 mecanismos: auditorías, supervisiones y revisiones documentales.

De dichas evaluaciones se derivan No Conformidades y acciones de corrección y de mejora con plazo, consensuadas con la organización evaluada.

En Ascó 2006, las evaluaciones en el ámbito de la Protección Radiológica fueron las siguientes:

Auditorías:

- Actividades PR en 18 recarga Ascó 1
- Implantación procedimientos contratistas
- Procedimientos Inspección y Supervisión
- Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental
- Manual de Calculo de Dosis al Exterior

Revisiones documentales:

- Procedimientos de Vigilancia del MCDE

### C. Autoevaluación

Uno de los elementos que contribuyen a la seguridad de una central nuclear y a su eficacia es la capacidad de su organización para autoevaluarse.

En Protección Radiológica la autoevaluación proviene fundamentalmente de:

1. Las evaluaciones anuales del Servicio de PR sobre el Programa de Protección Radiológica de la Instalación.
2. Las Supervisiones y Observaciones en planta de titulados, técnicos medios y monitores del Servicio de PR para detectar mejoras de trabajo así como deficiencias de planta y de comportamiento. En el año 2006 el SPR de Ascó realizó las siguientes supervisiones documentadas:
  - 61 por titulados superiores



- 259 por técnicos medios
- 730 por monitores de PR

3. El análisis y evaluación sistemática de las actividades rutinarias ejecutadas por el Servicio de PR o relacionadas con el mismo en los aspectos de:

- Vigilancia Radiológica de la planta.
- Exposiciones del personal
- Descargas radiológicas y Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental
- Gestión de Residuos Radiactivos

Este análisis conlleva:

- Evaluaciones de experiencia operativa propia y externa.

El SPR de Ascó evaluó en el año 2006, 4 Sucesos Notificables, 22 Sucesos No Notificables y 1 Evaluación externa.

- Incidencias menores de planta con acciones de corrección con responsable y plazo.
- Análisis de tendencias de los parámetros radiológicos de la instalación:

- Radiación de las áreas a través del SVR
- Término fuente circuito primario
- Término fuente piscina de combustible
- Término fuente circuito secundario
- Fugas primario secundario
- Contaminación ambiental Contención
- Contaminación ambiental edificios
- Descargas radiológicas al exterior
- Generación de residuos radiactivos
- Discrepancias de lecturas dosimétricas...

4. El análisis de los Informes de Valoración de las Unidades Alara y del Comité Alara.

En Ascó en el año 2006 hubo 3 Comités Alara y 32 Unidades Alara que dieron lugar a 10 Mejoras de Optimización de Dosis.

5. El análisis trimestral de los Indicadores del ámbito de Protección Radiológica del Cuadro de Mandos.

INDICADOR	PERIODO				CODIGO DE COLORES				
	1	2T	3T	4T	AÑO	VERDE	BLANCO	AMARILLO	ROJO
Dosis Efectiva Oficial (mSv x p)	343	402	402	403	403	<650	<=700	<=750	>750
Protección Radiológica Ocupacional	0	0	0	0	0	3	6	>6	No existe
Protección Radiológica Público	0	0	0	0	0	4	10	>10	No existe
Dosis Colectiva Operacional Acumulada (mSv x p)	20	47	60	90	90	<55	<=61	<=66	>66
Dosis Efectiva al Público Acumulada (µSv/año)	0,09	0,37	0,79	1,23	1,2	<2	<=2,2	<=2,4	>2,4
Volumen de Residuos Sólidos Acumulados (Bidones de 220l)	50	81	123	129	129	<140	<=154	<=168	>168
% Zonas con Riesgo Radiológico Significativo	102	103	103	103	103	<120	<=130	<=140	>140

6. El análisis de Indicadores específicos de PR

PROCESO	INDICADOR	APLICABILIDAD				PERIODO DE MEDICIÓN				
		ASCOI.	Valor Objetivo	ASCOII.	Valor Objetivo	ASCO COMÚN	Todo el año	Valor Objetivo	Por recarga	Valor Objetivo
Gestión de Trabajos: Monitorizar y Controlar la exposición a la radiación	1	0	0	0	0	-	-	-	-	
	2	0	0	0	0	-	-	-	-	
	3	0	0	-	-	-	-	-	0	0
	4	-	-	-	-	0	0	0	-	-
	5	0	0	0	0	-	-	-	-	-
	6	-	-	-	-	41.8	41.8	≥ 50	-	-
Gestión de Trabajos: Monitorizar y Controlar la con aminación	7	30	≤ 50	-	-	-	-	-	30	≤ 50
	8	-	-	-	-	213598	213598	≤ 203500	-	-
	9	-	-	-	-	25	25	≥ 15	-	-
	10	-	-	-	-	185.2	185.2	≥ 110	-	-
Operar Plan a: Con rolar y Manipular efluentes	11	0	0	0	0	-	-	-	-	-
	12	-	-	-	-	32.41	32.41	≤ 39%	-	-

**ACCIÓN**

En las CCNN españolas, las disconformidades detectadas y las acciones de corrección o mejora derivadas en el proceso de evaluación se gestionan, con soporte informático de acceso generalizado, mediante el Programa de Acciones Correctivas (PAC).

Se distinguen 4 niveles de importancia de las disconformidades (A,B,C,D) en función del riesgo para la seguridad, protección radiológica y fiabilidad de la planta. A las acciones se les asigna una prioridad (1,2,3,4) en función del nivel de la disconformidad o importancia de la mejora.

El Servicio de PR de CN Ascó cerró durante el año 2006 a través de la aplicación del PAC un total de 304 acciones de las 347 acciones abiertas asignadas al SPR, quedando a final de año 43 acciones (12%) pendientes de resolución. Del total de las 347 acciones, 176 acciones (51%) han sido introducidas por el propio Servicio. Además, 7 acciones fueron derivadas hacia otras organizaciones. Los métodos de detección empleados fueron los siguientes:



GESPAC (31 - 12 - 2006)					
MÉTODO DE DETECCIÓN	CERRADAS		ABIERTAS		
	AÑO 2006	An erior	AÑO 2006	An erior	Plazo Superado
Evaluaciones Ex ternas (CSN, WANO, ENRESA)	14	0	12	0	0
Inspección Residente CSN	6	0	0	0	0
Evaluaciones internas independientes	6	2	3	0	0
Aportaciones del personal	1	2	0	0	0
Comité Alara	1	0	2	0	0
Comité Seguridad Nuclear de la Central	1	3	0	0	0
Condiciones Anómalas de CN Ascó	2	0	0	0	0
Experiencia Operativa, Externa	7	0	0	0	0
Experiencias Propias No Nificables	53	0	5	0	0
Incidencias menores	*56	12	0	0	0
Incidencias Propias No Nificables	12	0	1	0	0
Informes de Autoevaluación	6	0	7	0	0
Informes Varios	0	0	2	0	0
Observaciones de Plan A	85	6	6	0	0
Observaciones de Trabajos	1	0	2	0	0
Propuestas de cambios a procedimientos	20	0	0	0	0
Actividades de Recarga	6	0	3	0	0
Reunión Diaria de CN Ascó	2	0	0	0	0
Total	279	25	43		0
Total Acciones GESPAC		304			43
Total Acciones Servicio de PR					347

Adicionalmente, fruto de las supervisiones en planta realizadas y documentadas por el SPR de Ascó se detectaron un total de 330 deficiencias de planta, quedando a final de año 48 deficiencias (15%) pendientes de resolución. Durante el año 2007 estas deficiencias ya son reportadas al PAC.

TIPO DE DEFICIENCIA PA - 138	UNIDAD		COMÚN	TOTAL
	1	2		
1. Pérdidas (Agua, aceite, aire, ...)	50	17		67
2. Etiquetado (Visible, legible, ...)	1	1	1	2
3. Elementos Auxiliares (equipo limbio, cableado, ...)	9	1		10
4. Existencia de equipo, material, andamios no previsto	30	9	20	59
5. Estado de instalaciones fijas, (luces, puertas, góndolas, ...)	28	17	28	73
6. Estado de la pintura de paredes, suelos, ...	4	2	2	8
7. Estado de limpieza del recinto	67	22	3	92
8. Elementos Con rraincendios			4	4
9. Otros	5	8	1	14
<b>TOTAL DEFICIENCIAS DETECTADAS</b>	<b>194</b>	<b>77</b>	<b>59</b>	<b>330</b>

Finalmente, el ciclo de mejora continua desarrollado (planificación, ejecución, evaluación y acción) está enmarcado en una estructura organizativa, con unas funciones definidas y unos recursos humanos y económicos coherentes para hacer frente al mismo.

## CONCLUSIONES

La Gestión de la calidad en los Servicios de PR de las CCNN españolas está integrado en todo el ciclo de mejora continua de las empresas.



**ST1**

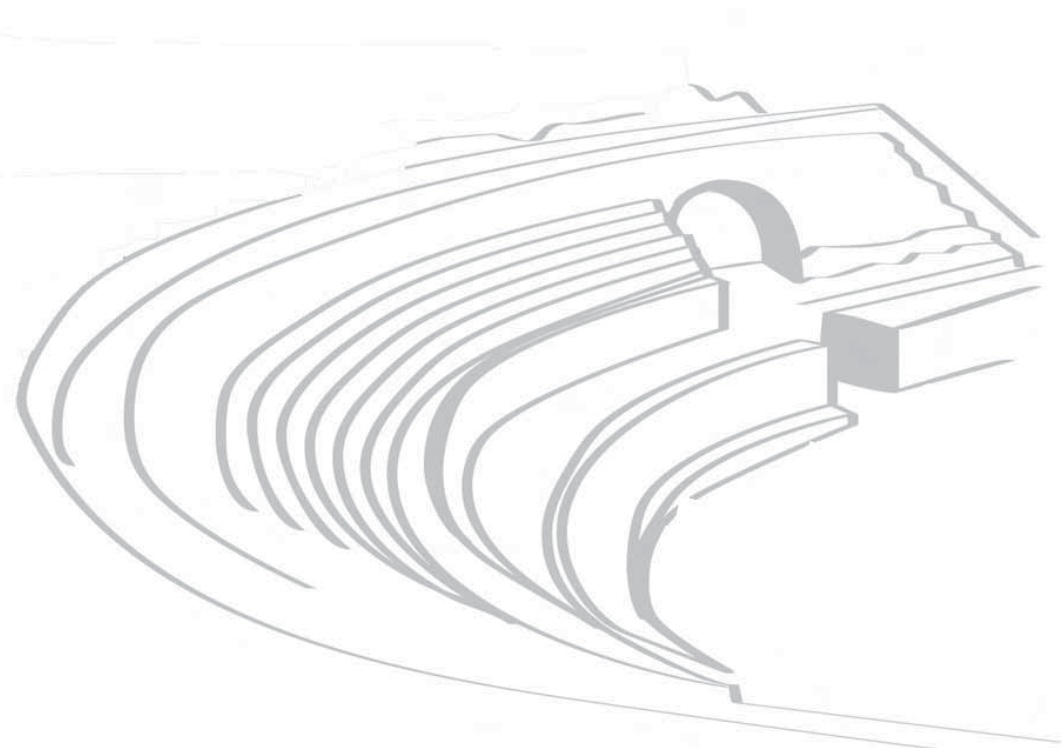
**SESIÓN TÉCNICA**

# RESIDUOS RADIACTIVOS

**Miércoles 19 de septiembre de 2007**

**11:45 - 12:45**

Coordinadora: **Cristina Correa** (ENRESA)





## RESIDUOS PRODUCIDOS POR INDUSTRIAS NORM: IMPACTO RADIOLÓGICO Y GESTIÓN

J.P. Bolívar<sup>1</sup> y R. García-Tenorio<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Departamento Física Aplicada, F. Ciencias Experimentales, Campus el Carmen

<sup>2</sup>Departamento de Física Aplicada II, E.T.S.A. Sevilla

### INTRODUCCIÓN

Desde hace más de veinte años existe una clara conciencia en la comunidad científica sobre la necesidad de evaluar el impacto radiológico ocupacional y ambiental producido por las actividades realizadas por industrias convencionales no nucleares que se caracterizan bien por utilizar en sus procesos de producción materias primas enriquecidas en radionucleidos naturales o bien producir productos comerciales, sub-productos o residuos enriquecidos en estos radionucleidos (industrias conocidas como industrias NORM, acrónimo de Naturally Occurring Radioactive Material). Ello llevó a nuestro país a la inclusión en el Real Decreto vigente sobre Protección Sanitaria contra las radiaciones ionizantes (año 2001) de un título específico dedicado a la evaluación, control e incluso regulación desde el punto de vista radiológico de estas actividades industriales.

En este marco, y dentro de un proyecto I+D financiado por el Consejo de Seguridad Nuclear, los grupos de investigación Física Nuclear Aplicada de la Universidad de Sevilla y Física de las Radiaciones y Medio Ambiente de la Universidad de Huelva están conjuntamente analizando el impacto radiológico tanto ocupacional como ambiental producido por diversas industrias químicas situadas en el suroeste de España. Algunos de los resultados obtenidos en el desarrollo de este proyecto ya han sido publicados o expuestos en diversos foros<sup>1,2</sup>.

En esta ponencia exponemos en primer lugar los resultados obtenidos en la caracterización radiactiva de los principales co-productos y residuos generados en las principales actividades industriales que hemos analizado: la dedicada a la producción de ácido fosfórico a través del tratamiento de roca fosfática de origen sedimentario y la dedicada a la producción de pigmentos de bióxido de titanio a través del tratamiento del mineral pesado denominado ilmenita. Estos resultados nos servirán de base para mostrar y analizar posteriormente en esta misma ponencia y desde un enfoque radiológico las estrategias de gestión y valorización que de los co-productos generados están desarrollando estas industrias para contribuir a la disminución de su impacto.

### DESCRIPCIÓN DE LOS PROCESOS INDUSTRIALES ESTUDIADOS

En la *Figura 1*, y de una forma esquematizada, se describe el proceso de producción de ácido fosfórico utilizado en una industria localizada en el Polo Químico de Huelva. Para la producción de este ácido se procesa roca fosfática de origen sedimentario procedente de Marruecos por la denominada “via húmeda” (tratamiento de la roca con ácido sulfúrico). El proceso de producción, sintéticamente, se puede considerar formado por cuatro etapas, que son las siguientes:

- Molienda de la roca fosfática hasta un tamaño de grano compatible con su posterior ataque ácido.
- Ataque de la roca, ya micronizada, con ácido sulfúrico concentrado. En este proceso de digestión se forma una “papilla” conteniendo el ácido fosfórico formado en disolución y una fracción sólida como subproducto denominado fosfoyeso (sulfato cálcico di-hidratado).
- Separación de la fracción de ácido fosfórico mediante la filtración de la “papilla” formada en el proceso de digestión.
- Concentración del ácido fosfórico mediante evaporación hasta el nivel deseado.

Por otra parte, en la *Figura 2*, se esquematiza el proceso empleado para la producción de pigmentos de bióxido de titanio en una industria también localizada en el Polo Químico de Huelva. Para la producción de este pigmento se procesa un mineral pesado enriquecido en Ti y Fe denominado ilmenita, el cual es importado desde Australia o diversos países asiáticos. Dicho proceso industrial se puede considerar dividido en las siguientes etapas:

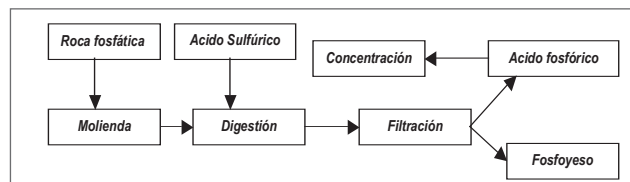


Figura 1.- Esquema del proceso industrial para la producción de ácido fosfórico.



- Molienda de la ilmenita hasta un tamaño de grano compatible con su posterior ataque ácido.
- Digestión de la ilmenita micronizada con ácido sulfúrico, reducción de la mezcla resultante y separación de la fracción disuelta del material inatacado.
- En la fracción disuelta, separación mediante su precipitación por hidrólisis, del bióxido de Titanio en forma hidratada.
- Calcinación de la pulpa de bióxido de titanio hidratada previamente separada, para la eliminación de su hidratación.
- Acondicionamiento del bióxido de titanio mediante molienda, revestimiento y micronizado hasta la obtención del pigmento comercial deseado.

Adicionalmente al material inatacado separado tras la digestión de la ilmenita (lodos inatacados), en el proceso de separación y purificación del bióxido de titanio mediante hidrólisis se genera:

- Una solución fuertemente ácida (sobrenadante de la precipitación del bióxido de titanio) rica en sulfatos metálicos en disolución. Esta solución es tratada para la obtención secuencial de: a) sulfato de hierro heptahidratado (caparrosa) mediante cristalización, b) sulfato ferroso monohidrato (sólido) mediante la concentración de la solución remanente tras el proceso de cristalización, y c) ácido sulfúrico que se recicla en el proceso.
- Una solución con acidez residual, resultante del lavado y purificación de la pulpa de bióxido de titanio precipitada. La acidez de esta solución y su contenido en metales se elimina antes de su vertido al medio ambiente (ría de Huelva) mediante su neutralización con hidróxido de cal dando lugar a la formación de unos yesos denominados yesos rojos.

### RESULTADOS CARACTERIZACIÓN RADIATIVA

En la *Tabla 1*, se recogen resultados representativos de la caracterización radiativa de la materia prima (fosfato roca), producto final (ácido fosfórico 27%) y sub-producto (fosfoyeso) utilizados o generados en la producción de ácido fosfórico en las plantas de Huelva. Se observa en primer lugar como la roca sedimentaria se encuentra claramente enriquecida en radionucleidos naturales de la serie del Uranio (concentraciones 50-70 veces superiores a las presentes en suelos de nuestro país), con todos los radionucleidos de su cadena en prácticamente equilibrio secular. Por el contrario la concentración de los radionucleidos de la serie del Torio, representados en la *Tabla* a través de la determinación realizada de  $^{228}\text{Ra}$ , es mucho más baja y típica de suelos no perturbados.

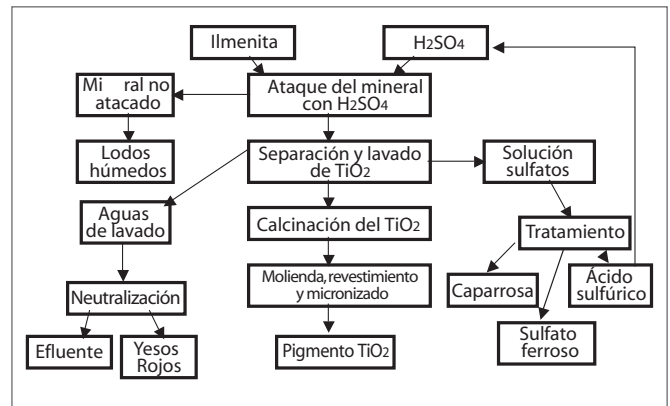


Figura 2.- Esquema del proceso industrial para la producción de pigmentos de bióxido de Titanio.

Adicionalmente, los datos obtenidos indican la existencia de un claro fraccionamiento radiactivo en el proceso de producción del ácido fosfórico. Si tenemos en cuenta que por cada gramo de roca fosfática se produce 1 gramo de ácido fosfórico al 27% y 1.5-1.6 g de fosfoyeso, podemos concluir, a la vista de los resultados obtenidos, que más de un 90% del radio y una proporción considerable del Torio originalmente presente en la roca fosfática se asocia al fosfoyeso, mientras que por el contrario el Uranio mayoritariamente se asocia al ácido fosfórico producido.

Podemos indicar por lo tanto que el fosfoyeso producido como sub-producto en la fabricación de ácido fosfórico se encuentra enriquecido en algunos radionucleidos de la serie del Uranio, lo que debe ser tenido en consideración en su gestión y posible valorización.

En la *Tabla 2*, se recogen resultados representativos de la caracterización radiativa de la materia prima (ilmenita), producto final (pigmento de  $\text{TiO}_2$ ) y co-productos asociados al proceso de producción de bióxido de Titanio.

Se observa en primer lugar que la ilmenita se encuentra fundamentalmente enriquecida en radionucleidos de la serie del Torio (concentración un orden de magnitud superior a la típica en suelos), aunque también en menor medida en radionucleidos de la serie del uranio. Por otra parte, si tenemos en cuenta que por cada gramo de ilmenita tratada se produce 1/6 g de lodos húmedos, 1/2 g de yeso rojo, 1 g de caparrosa y 4/5 g de sulfato ferroso monohidrato, es evidente que prácticamente todo el radio originalmente presente en la ilmenita permanece asociado a los lodos húmedos (hecho explicable al ser el Ra altamente insoluble en medio sulfúrico) mientras que el U y el Th fluyen a lo largo del proceso hasta terminar mayoritariamente asociado a la fracción de sulfato mo-

nohidrato, quedando la pulpa de  $TiO_2$  con un contenido radiactivo prácticamente nulo.

Podemos indicar pues, a la vista de los resultados obtenidos, que dentro de los sub-productos o co-productos asociados a la producción de bióxido de titanio únicamente merecen especial atención desde el punto de vista radiológico los lodos húmedos, lo que debe ser tenido en consideración en su gestión y posible valorización.

## GESTIÓN Y VALORIZACIÓN DE CO-PRODUCTOS Y SUB-PRODUCTOS

La producción anual de fosfoyeso por las diversas plantas de producción de ácido fosfórico sitas en Huelva, está siendo actualmente depositada y acumulada en una zona de marismas situadas en los márgenes del río Tinto y en las cercanías de las plantas, contribuyendo a la formación de una gran balsa piramidal de unas 150 hectáreas de extensión. Este fosfoyeso es trasladado en suspensión, mezclado con agua dulce, desde las plantas de producción a la zona de apilamiento donde decanta. La zona de apilamiento se encuentra rodeada por un canal perimetral que recoge todas las filtraciones desde las balsas impidiendo su incorporación al río Tinto o esteros colindantes, mientras que las aguas utilizadas para el transporte del fosfoyeso siguen un circuito cerrado con lo que no interactúan con el medioambiente colindante.

Esta política de gestión de los fosfoyesos, vigente desde 1998, ha implicado una considerable mejora ambiental. Con anterioridad a 1998 el fosfoyeso producido también era mayoritariamente almacenado en balsas situadas en el entorno de la balsa actualmente activa, pero las aguas utilizadas para su transporte drenaban directamente al río Tinto, mientras que una proporción no despreciable del fosfoyeso (20%) era directamente vertido al estuario del Odiel para su disolución y transporte al océano. Ello produjo un claro impacto radiactivo en los diferentes compartimentos naturales del estuario de Huelva. El cambio de política en la gestión de almacenamiento, con el prácticamente nulo impacto en el medioambiente cercano ha permitido la práctica restauración natural radiactiva del estuario, tal y como ha quedado reflejado en diversos trabajos de nuestros grupos de investigación<sup>3</sup>. Por otra parte, esta nueva política de gestión de residuos ha implicado que el impacto radiológico al público haya quedado minimizado a niveles prácticamente nulos, pues la exhalación de  $^{222}Rn$  desde la balsa no conlleva la observación de incrementos detectables en la concentración de este elemento en el entorno, mientras que el impacto radiológico asociado a la resuspensión de

Tabla 1.- Concentraciones (Bq/kg) en muestras del proceso de producción de ácido fosfórico

Muestra	$^{238}U$	$^{234}U$	$^{230}Th$	$^{226}Ra$	$^{228}Ra$
Roca Fosfática	1630 ± 90	1640 ± 90	1570 ± 70	1580 ± 80	22 ± 2
A.Fosfórico 27%	1072 ± 113	1091 ± 105	229 ± 27	5.6 ± 0.5	N.D.
Fosfoyeso	280 ± 20	280 ± 20	710 ± 30	900 ± 50	17 ± 2

material particulado desde la balsa puede considerarse prácticamente nulo<sup>4</sup>.

Históricamente, una fracción del fosfoyeso producido en las plantas de Huelva ha tenido un uso agrícola como material aditivo para la enmienda de suelos salino-sódicos en el suroeste español. El uso de fosfoyeso con este propósito se encuentra explícitamente autorizado en la legislación española (Real Decreto 824/2005, Julio 2005), y aunque las cantidades anuales utilizadas no han superado el 10% de la producción anual de las plantas de Huelva, ha permitido encontrar un uso alternativo a su almacenamiento muy reconocido por los agricultores y que debe ser fomentado. Adicionalmente todas las posibles interrogantes que podrían surgir sobre las implicaciones radiológicas del uso del fosfoyeso en la agricultura, han quedado resueltas tras el desarrollo reciente de un proyecto muy completo financiado por la Junta de Andalucía y ENRESA, en el que a través del diseño y realización de experimentos de campo en dimensión real y experimentos de transferencia suelo-planta en viveros, se ha demostrado que el uso del fosfoyeso en las dosis normalmente utilizadas en agricultura tienen un impacto radiológico prácticamente nulo. El informe final de este proyecto ha sido publicado recientemente por ENRESA<sup>5</sup>.

Por otra parte, especial mención merece la política de valorización de co-productos y sub-productos llevada a cabo por la empresa sita en Huelva dedicada a la producción de pigmentos de  $TiO_2$ . La caparrosa producida mediante cristalización del efluente ácido remanente de la precipitación del  $TiO_2$  (170.000 toneladas anuales) es totalmente valorizada mediante su aplicación en suelos agrícolas para la recuperación de suelos básicos, su utilización en alimentación animal y su uso como materia prima para la producción de sulfato férrico líquido y sólido utilizado en el tratamiento de aguas como floculante primario. Por otra parte el sulfato ferroso monohidrato, formado tras la concentración del efluente ácido remanente de la cristalización de la caparrosa (120.000 toneladas anuales) es también totalmente valorizado mediante su uso como materia prima para la elaboración de fertilizantes férricos muy utilizados para mitigar el fenómeno de clorosis en plantas creciendo sobre suelos deficientes en hierro.



Tabla 2.- Concentraciones (Bq/kg) en muestras del proceso de producción de  $TiO_2$

Muestra	$^{238}U$	$^{226}Ra$	$^{232}Th$	$^{228}Ra$	$^{40}K$
Ilmenita	105 ± 10	110 ± 10	420 ± 15	440 ± 30	30 ± 5
Lodos húmedos	15 ± 2	600 ± 40	50 ± 5	1980 ± 70	400 ± 30
Pulpa de $TiO_2$	0.8 ± 0.2	5 ± 1	2.5 ± 0.1	15 ± 2	N.D.
Caparrosa	1.5 ± 0.2	N.D.	13.1 ± 1.6	4 ± 1	N.D.
Monohidrato	72 ± 3	5 ± 1	499 ± 27	60 ± 8	N.D.
Yesos Rojos	15 ± 1	15 ± 3	140 ± 5	70 ± 10	30 ± 5

El único sub-producto no valorizado hasta la actualidad son los lodos húmedos conteniendo el material remanente de la digestión de la ilmenita (24.000 toneladas anuales). Estos residuos son inertizados en una planta de gestión de residuos mediante su mezcla en una proporción 1:2 con yesos rojos (generados también en el proceso de producción de  $TiO_2$  mediante la neutralización de las aguas con acidez residual resultantes del lavado de la pulpa de  $TiO_2$ ), y posteriormente son almacenados en las instalaciones de la planta inertizadora. 85.000 toneladas por año se producen de yesos rojos en la planta de Huelva, valorizándose la fracción no utilizada en la inertización mediante su utilización en la fabricación de cementos y como recuperador de suelos.

Dos importantes aspectos necesitan ser finalmente destacados en relación a estos co-productos y residuos. En primer lugar remarcaremos el hecho de que, a la vista de los resultados radiactivos mostrados en la *Tabla 2*, la valorización de la caparrosa, del sulfato ferroso monohidrato y de los yesos rojos no produce impacto radiológico mensurable en las diversas aplicaciones hasta ahora explotadas, mientras que la inertización de los lodos húmedos (claramente enriquecidos en isótopos de Ra) con yesos rojos produce la dilución de su contenido radiactivo lo que unido a su política de gestión minimiza su posible impacto radiológico. Y en segundo lugar, destacaremos por su importancia e hecho de que una fracción de los co-productos generados y valorizados posteriormente por la empresa son el resultado de la aplicación de notables mejoras medioambientales en el tratamiento de residuos y vertidos al medioambiente. En este sentido es de destacar que la producción de sulfato ferroso monohidrato comenzó a realizarse en la fábrica en los años 90 como resultado de la necesidad de eliminar las sales metálicas presentes en el efluente

ácido resultante de la cristalización de la caparrosa para la concentración y reciclado del  $H_2SO_4$  en el proceso. La producción del sulfato ferroso monohidrato y el reciclado del ácido sulfúrico eliminó el vertido de grandes cantidades de efluentes ácidos fuertes en alta mar (y como consecuencia el vertido de elementos metálicos y radiactivos). Con el mismo fin, la producción de yesos rojos en la planta de Huelva fue el resultado de proceder a eliminar gran parte del contenido metálico y radiactivo a las aguas de lavado del proceso, como paso previo a su vertido en la ría de Huelva.

A la vista de los ejemplos mostrados, podemos concluir pues la extrema importancia que tiene una apropiada valorización y gestión de los co-productos y residuos generados por industrias NORM para una minimización de su posible impacto medioambiental y radiológico.

## REFERENCIAS

1. J.P.Bolívar, J.P.Perez, J.E.Martín, J.L.Más y R.García-Tenorio. "Occupational exposures and distribution of natural radionuclides in the phosphoric acid production by the wet process (Spain)". In proceedings 9<sup>th</sup> ALARA Network on Occupational Exposures to Natural Radiation, Ausburgo, Alemania, Octubre 2005.
2. J.P.Bolívar, J.P.Perez, J.E.Martín, J.L.Más y E.Borrego. "Occupational exposures in a phosphate fertilizer industry located at Huelva (Southern Spain)". In proceedings NORM V Conference, Sevilla, Marzo 2007. En prensa.
3. G.Manjón, R.García-Tenorio, A.Absi, M.Villa y R. Periañez. "Estudio de la influencia del cambio en la política de gestión de residuos por fábricas de producción de  $P_2O_5$  en la disminución de la contaminación por radionucleidos naturales en la ría de Huelva". Radioprotección 45 (2005) 236-240.
4. E.Borrego, J.L.Más, J.E.Martín, J.P.Bolívar, F.Vaca y J.L.Aguado. "Radioactivity levels in aerosol particles surrounding a large TENORM waste repository after application of preliminary restoration work". Sci. Tot. Environ. 377 (2007) 27-35.
5. J.M.Abril, M.García-León, R.García-Tenorio et al. Informe final del proyecto "Evaluación de la seguridad alimentaria y radiológica en la aplicación de fosfoyeso como enmienda de suelos agrícolas recuperados en las marismas del Guadalquivir". Publicación Técnica de ENRESA, Diciembre 2006. SIN: 1134-380X. 196 páginas.



## TRATAMIENTO DE UN GENERADOR DE VAPOR EN STUDSVIK NUCLEAR AB, SUECIA

B. Wirendal y G. Bejarano

*Studsvik Nuclear AB, Department RadWaste. Suecia.*

### RESUMEN

Este trabajo describe el tratamiento de un GV gastado proveniente de la CN Ringhals en Suecia durante el otoño de 2005 y parte de 2006. Anterior al tratamiento, el GV se encontraba en almacenamiento temporal en la CN. Este trabajo fue realizado como parte de un proyecto de desarrollo entre Studsvik y la CN Ringhals.

El procedimiento describe los momentos identificados para realizar el tratamiento, las contribuciones radiológicas asociadas a éstos, las medidas tomadas para la aplicación de los principios ALARA, el resultado real de la tasa colectiva de dosis, así como el resultado final de volúmenes de residuos radiactivos para almacenamiento final.

### OBJETIVOS

El propósito del proyecto fue el demostrar el tratamiento efectivo de un GV comercial reduciendo el volumen de residuos radiactivos a enviar a almacenamiento final, reciclando gran parte de la chatarra resultante por medio de desclasificación. Otro de los objetivos más importantes del tratamiento fue el realizar el proyecto con las menores cargas de dosis radiológicas al personal operativo.

### INTRODUCCIÓN

Todos los reactores PWR constan de GV para la generación de electricidad. La necesidad de la reducción de volúmenes de residuos radiactivos para disposición final es importante para la industria nuclear principalmente porque muchos GV han sido o están siendo sustituidos requiriéndose de la construcción de espacios de almacenamiento temporal seguro para GV gastados, asociados con costes adicionales de construcción, desmantelamiento y costes prolongados de operación. Además, muchas unidades PWR al ser modernizadas para aumentar su vida útil, requieren de espacios ocupados por GV para almacenar nuevos residuos u otros componentes, como es el caso de la CN Ringhals.

A su vez, el incremento de la vida útil de las CCNN resultará en la producción de mayores cantidades de residuos radiactivos que irán a almacenamiento final requiriéndose aún más de la efectiva reducción de volumen de éstos.

El tratamiento del GV de la CN Ringhals fue analizado tempranamente desde el transporte hasta los volúmenes finales de residuos radiactivos esperados una vez terminado el tratamiento. Las características del GV a tratar fueron las siguientes:

- Dimensiones. Longitud 21 m; diámetro 4.5 m; peso 310 ton; volumen 400 m<sup>3</sup>.
- Radionucleidos sobresalientes. 0,65 TBq de Co-60 y 16 TBq de Ni-63 siendo los mayores contribuyentes a dosis radiológicas esperadas.

Durante la preparación del proyecto se identificaron diferentes actividades y se establecieron metas bien definidas en cuanto a la dosis colectiva y la reducción de volumen esperadas.

Los pasos identificados para la elaboración del tratamiento del GV fueron:

- Preparativos
- Transporte
- Separación del haz de tubos y del separador de humedad y secador
- Descontaminación del haz de tubos
- Segmentación del haz de tubos y de la carcasa del generador de vapor
- Segmentación del separador de humedad y secador
- Fundición de los materiales (chatarra) del GV

#### Preparativos

Para la realización del proyecto se revisaron, entre otros, los aspectos regulatorios, de seguridad y radiológicos. Se prepararon los documentos para las autoridades competentes, se revisaron los caminos desde el almacén temporal en Ringhals hasta la instalación donde se llevó a cabo el tratamiento en Studsvik y se estudiaron los aspectos radiológicos asociados al tratamiento.

El trabajo más sobresaliente en cuanto a los aspectos radiológicos y los principios ALARA se refiere, fue la construcción de una celda de corte y blindaje con equi-



pos manejados a control remoto para reducir las tasas de dosis al personal operativo. Esta celda se equipó con ventilación controlada y cerrada, una esclusa, una ventanilla de vidrio de plomo para supervisión de los trabajos, cámaras y detectores de tasas de dosis en puntos estratégicos.

Se elaboró además un presupuesto de la dosis colectiva esperada, la cual resultó en cerca de los 30 mmanSv. La contribución radiológica de cada paso identificado se calculó minuciosamente, reportando los resultados de la siguiente tabla. Cabe mencionar que el presupuesto radiológico se reevaluó constantemente a lo largo del proyecto de acuerdo a las experiencias obtenidas.

El control de radioactividad en el aire se hizo on-line por medio de equipos provistos con alarma. Se implementaron además, rutinas de parra la clasificación periódica de zonas controladas.

Actividad	Presupuesto de dosis colectiva [mmanSv]
Recepción del GV	0.6
Separación del GV	1.1
Instalación de la celda de corte y blindaje	0.4
Granallado del haz de tubos	15.6
Corte del haz de tubos	4.4
Corte del distribuidor de agua	3.0
Corte del separador de humedad y secador	1.5
Fundición de chatarra	0.8
<b>TOTAL</b>	<b>27.4</b>

La producción de residuos radiactivos para almacenamiento final al finalizar el tratamiento se estimó a un volumen total de 40 m<sup>3</sup>.

#### Recepción del GV en las instalaciones de Studsvik Nuclear AB

El GV llegó al puerto de Studsvik por medio del barco M/S Sigyn especialmente autorizado para transportes radioactivos.

El resultado del transporte efectuado fue satisfactorio resultando en una dosis colectiva de 0.4 mmanSv.

#### Corte del separador de humedad y secador del haz de tubos

Para facilitar las maniobras subsecuentes se procedió a la separación de la parte más activa del GV para su tratamiento – el haz de tubos. La dosis colectiva asociada a esta tarea se calculó a 1.1 mmanSv siendo el resultado real de 1.8 mmanSv.

#### Instalación de celda de corte y blindaje

Una vez situada la carcasa con el haz de tubos en el área designada para el tratamiento se procedió a la



Fig. 1. Descarga del GV del barco M/S Sigyn.

instalación de bloques de hormigón en las paredes de la sala de corte así como bloques de plomo bajo el distribuidor de agua del primario del GV como blindaje.

La tasa de dosis superficial medida antes de los trabajos de blindaje fue de 2.5 mSv/h lográndose reducir hasta 0.3 mSv/h.

10 detectores gama se colocaron estratégicamente alrededor de la pieza conteniendo el haz de. Estos detectores se conectaron a un sistema para su monitoreo on-line y se emplearon también para monitorear el grado de descontaminación después del granallado de los tubos contaminados.

La dosis calculada para el montaje de la celda de corte y blindaje fue de 0.4 mmanSv, pero la dosis resultante fue de 1.5 mmanSv. Los momentos detectados como críticos para justificar el excedente del presupuesto fue el posicionamiento de los detectores gama, los cuales no se pudieron instalar con anticipación debido al reducido espacio disponible para la realización del proyecto.

#### Descontaminación de tubos

De los 4673 tubos del haz, se granallaron 4615 (el resto estaban taponados) reduciéndose más del 80 % de la actividad en éstos. La actividad remanente se identificó en los tubos no descontaminados y en el recubrimiento del distribuidor de agua del primario. La tasa de dosis superficial medida en un punto de la coraza del GV antes y después del granallado del haz de tubos fue de 0.5 mSv/h y de 0.01-0.02 mSv/h, respectivamente.

El cálculo de dosis colectiva estimado para los trabajos de granallado resultó en 15.6 mmanSv y el resultado final fue de 19.5 mmanSv. Las discrepancias fueron debido a que los trabajos tomaron más tiempo de lo esperado, además de ser necesarios la limpieza no prevista de cámaras, así como otros trabajos de mantenimiento



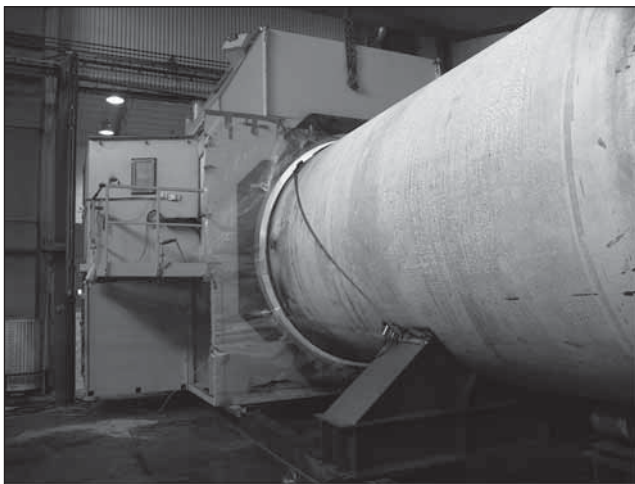


Fig. 2. Celda de corte y blindaje.

inesperados como el cambio de mangueras.

#### Corte del haz de tubos

Para liberar el haz de tubos de la coraza y lograr el eficiente corte de éstos se procedió primeramente a segmentar la carcasa exterior y la carcasa interior mediante la rotación hidráulica del GV.

La operación del corte de tubos presentó las mayores discrepancias con respecto a la dosis calculada. El estimado original fue de un total de 4.4 mmanSv, mientras que el resultado final fue una dosis colectiva de 26.5 mmanSv. La causa de la diferencia se atribuyó a la prolongación de los trabajos en un rango de más de cuatro veces de lo esperado debido a actividades de mantenimiento y reparaciones de equipos no planeadas.

#### Corte del distribuidor de agua del primario y de la placa tubular (tube sheet)

Una vez separado al haz de tubos de la cámara de agua y la placa tubular se procedió a la segmentación de estas últimas, no siendo necesaria la celda para realizar estos trabajos. El procedimiento se planeó de esta manera para reducir exposiciones radiológicas innecesarias provenientes del haz de tubos, de acuerdo a los principios ALARA.

La dosis prevista para estas actividades fue de 3 mmanSv, pero ésta ascendió a los 9.6 mmanSv. La causa principal del exceso fue que el equipo empleado para la segmentación no estaba diseñado para trabajar con componentes de este tamaño, provocando paros imprevistos.

#### Segmentación del separador de humedad

El estimado de dosis colectiva para la segmentación del separador de humedad previa a su fundición fue de 1.5 mmanSv. El resultado mejoró las expectativas resultando en 0.7 mmanSv.

#### Fundición de la chatarra resultante

La fundición de metales provenientes de la carcasa protectora del haz de tubos, distribuidor de agua, placa tubular y separador de humedad se llevó a cabo de acuerdo al plan original siendo posible la desclasificación de los metales para su reciclado.

El haz de tubos y el recubrimiento del distribuidor de agua se fundieron únicamente con el propósito de reducción de volumen debido a la presencia de actividad remanente, sin posibilidad alguna de desclasificación. El volumen del haz de tubos al comenzar el tratamiento fue de 45 m<sup>3</sup> reduciéndose a menos de 5 m<sup>3</sup> después de éste.

La dosis total recibida se calculó a 0.8 mmanSv y el resultado real fue de 6.3 mmanSv. La cantidad de residuos radioactivos obtenidos al finalizar el tratamiento destinados a almacenamiento definitivo fue del orden de los 35 m<sup>3</sup>, superando las expectativas iniciales de 40 m<sup>3</sup>.

#### RESULTADOS

La dosis colectiva inicial calculada para el tratamiento del GV fue de 27.4, la cual se recalculó hasta los 77.6 mmanSv. La dosis colectiva final resultante fue de 66.3 mmanSv, distribuida entre diferentes actividades de acuerdo a la siguiente tabla:

Actividad	Presupuesto de dosis colectiva [mmanSv]	Dosis colectiva resultante [mmanSv]
Recepción del GV	0.6	0.4
Separación del GV	1.1	1.8
Instalación de la celda de corte y blindaje	0.4	1.5
Granallado del haz de tubos	15.6	19.5
Corte del haz de tubos	4.4	26.5
Corte del distribuidor de agua	3.0	9.6
Corte del separador de humedad y secador	1.5	0.7
Fundición de chatarra	0.8	6.3
TOTAL	7.4	66.3

Como se había previsto durante la elaboración del plan de trabajo, las actividades asociadas al granallado y corte de tubos representaron las mayores contribuciones de dosis radiológicas al personal. Cabe mencionar que durante el desarrollo del trabajo práctico se revisó el presupuesto de tasa de dosis de acuerdo a las experiencias adquiridas y gracias a la identificación de momentos que habían de requerir más tiempo de lo previsto, como



fueron reparaciones a equipos debido a la dimensión de los trabajos. Las revisiones al presupuesto de dosis se elaboraron siempre previas a la realización de las actividades involucradas.

El volumen inicial del GV de 400 m<sup>3</sup> proyectado a almacenamiento final se redujo a < 35 m<sup>3</sup> después de su tratamiento en Studsvik. El resultado de la reducción de volumen fue de aproximadamente 92 %. Entre el 75 y el 80 % en peso del GV fue reciclable por medio de la desclasificación.

Las mayores dificultades del tratamiento se asocian con las instalaciones existentes, no apropiadas para el tratamiento de componentes de estas dimensiones.

## CONCLUSIONES

El tratamiento del GV de Ringhals resultó ser exitoso desde los puntos de vista radiológicos y de reducción volumen de residuos radiactivos destinados a almacenamiento final.

La ampliación de las instalaciones para el tratamiento comercial de GV en Studsvik ha sido concluida y muchas de las dificultades asociadas al tratamiento piloto del GV mencionadas en este trabajo se podrán evitar. Actualmente el primer GV está siendo procesado en las nuevas instalaciones.

## REFERENCIAS

1. V. Andersson, P. Erixon, M. Lindberg, C. Ellmark. *Strålskydd och erfarenheter från projektet SÅGA i Studsvik*. Studsvik Nuclear AB. Nyköping. 2006-10-24, reporte número N-06/172 en revisión.
2. B. Wirendal, A. Lindström, M. Lindberg, T. Hansson. *Co-operation development project for new treatment of Steam Generator's – Impact on final disposal volumes and recycling in Northern Europe*. WM'07 Conference; 2007 Feb 25 – March 1; Tucson, AZ. Paper #7130.
3. A. Lindström, B. Wirendal, M. Lindberg. *New Treatment Concept for Steam Generator – Technical Aspects*. WM'07 Conference; 2007 Feb 25 – March 1; Tucson, AZ. Paper #7131.



ST1 ARR-105

## ALGUNOS ASPECTOS BÁSICOS DE LA GESTIÓN DE EQUIPOS Y MATERIALES RESIDUALES POTENCIALMENTE CONTAMINADOS

R. García-Bermejo y B. Lamela

Iberdrola Ingeniería y Construcción, S.A.U. Madrid

### INTRODUCCIÓN

Una metodología de desclasificación de materiales incluye una serie de elementos que aseguren la fiabilidad de las decisiones de desclasificación sin tener que asumir unos costes demasiado elevados. En este contexto, los elementos metodológicos no constituirán uno a uno la solución óptima para cada problema específico sino que una metodología de este tipo se basa en la filosofía del “graded approach”. Por esta razón, cualquier metodología que pretenda ser efectiva a la hora de implementarse en campo será una combinación juiciosa de elementos conservadores aunque realistas y que

tengan en cuenta los requisitos normativos, las dificultades y la variabilidad de los materiales y las condiciones ambientales a las que se habrá de enfrentar. En los apartados que siguen se desarrollan estos elementos así como algunos de los probables resultados de su aplicación. Algunos de los conceptos utilizados fueron objeto de publicación anterior<sup>1</sup> por lo que no se repetirán en esta ponencia.

### BASES TEÓRICAS

La teoría estadística del muestreo se recoge en una amplísima bibliografía en la que resaltaremos la debida

a W.G. Cochran<sup>2</sup> y otros..Los trabajos del profesor Gy,<sup>3</sup> junto con las normas industriales ASTM constituyen actualmente la base más extensa en esta dirección. Su aplicabilidad a la caracterización de materiales irradiados o radiactivamente contaminados es citada indicada por la USEPA en varias publicaciones mientras que su aplicación al submuestreo se recoge en el MARLAP<sup>4</sup>.

### PROCESO DE DESCLASIFICACIÓN

La desclasificación de materiales es un proceso que se ha de desarrollar en una serie de etapas: (1) Evaluación inicial de la información disponible, (2) Caracterización Inicial. (3) Caracterización de Descontaminación y (4) Caracterización de desclasificación (reuso, reciclado, etc.). La necesidad de este proceso de varias etapas se fundamenta en el uso apropiado de los recursos un esquema del mismo se incluye en la *figura 1*.

En la etapa de Caracterización Inicial, la frecuencia de medidas o muestreo es, por razones normativas y de Análisis Exploratorio de Datos, de 5 a 20 datos por Unidad de Caracterización (UC).

Evidentemente tanto al segregación radiológica de os materiales como la Caracterización de Descontaminación solo será necesaria si esta se efectúa. En tal caso, se suelen utilizar Niveles de Acción (NA) operacionales (*ver figura 1*) basados en los Niveles de Desclasificación (ND) y en las características de los equipos de medida empleados para segregar radiologicamente los materiales. En el caso de utilizar métodos químicos de descontaminación los factores de escala habrán de ser revisados.

En cuanto la caracterización final, o de desclasificación esta se realiza sobre Unidades de Decisión<sup>5</sup> que coinciden o son un subconjunto de las UC's. La desclasificación de estas UC's puede efectuarse según tres geometrías distintas. Geometría sencilla, geometría compleja y conjuntos potencialmente homogéneos.

### HOMOGENEIDAD Y HETEROGENEIDAD

Para que un material o conjunto de material particulado fuera radiologicamente homogéneo deberíamos medir la misma concentración superficial o volumétrica en cualquier parte de su superficie o volumen (o masa). Así define P. M. Gy (*ver ref. 3*) la homogeneidad. Evidentemente, puesto que la varianza de la población a muestrear es desconocida habrá de ser su varianza estimada  $\sigma^2_{tot}$  que resulta de la suma de la del muestreo  $\sigma^2_{muestreo}$  más la varianza analítica  $\sigma^2_{analitica}$ .

De modo que un conjunto o lote que presente un valor medio estimado de  $m$  y un valor de  $\sigma_{tot}$  tal que  $\sigma_{tot} < (ND-m)/3$  es "a priori" prácticamente homogéneo. Sin embargo si simplemente  $\sigma_{tot} < (ND-m)$  diremos que el lote es "a priori" probablemente homogéneo. Por lo que si  $\sigma_{tot} > (ND-m)$ , diremos que el lote parece "a priori" demasiado heterogéneo para su desclasificación con el test del Signo que es el aplicado. Esta expresión indica que el número de muestras necesario pudiera resultar desproporcionado en términos de costo.

### OBJETIVOS DE CALIDAD DE LOS DATOS Y DE LAS MEDIDAS (OC'S Y OCM'S)

En cuanto a los datos utilizables para obtener las estimaciones estos pueden ser valores inferiores a la Concentración Mínima Detectable, nulos e incluso negativos desaconsejándose le uso de la CMD o una de sus fracciones como sustituto.

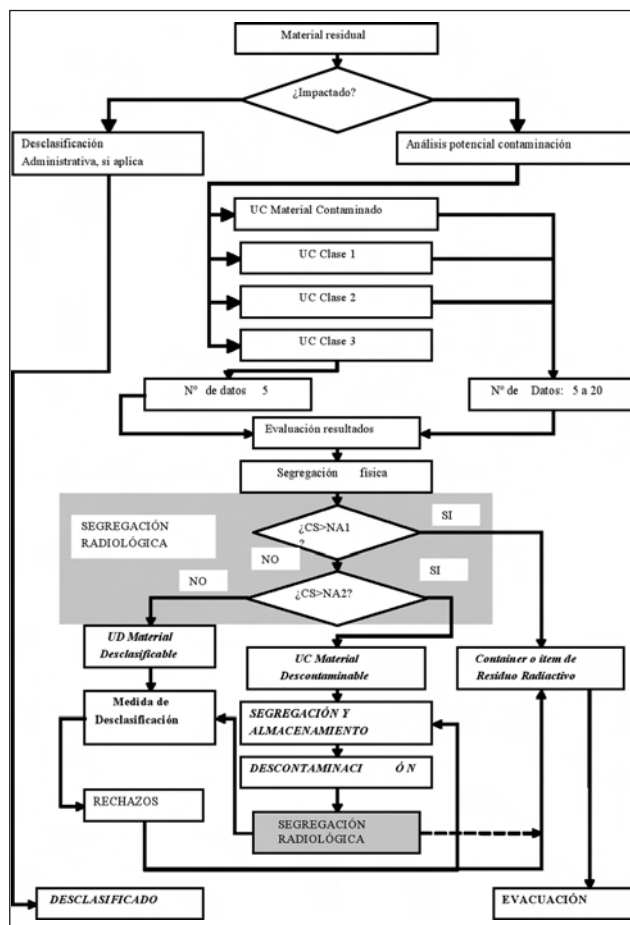
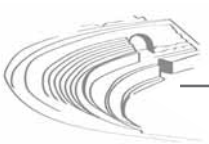


Figura 1. Diagrama de un Proceso Típico de Desclasificación



La CMD se utilizará para (1) Seleccionar los equipos y la técnica de medida de modo que siempre que sea posible la CMD debería ser inferior a la ND y (2) para decidir sobre la detección de un radionucleido específico en una UC (existencia de un valor superior a CMD/2).

**FACTORES DE ESCALA Y FACTORES DE FORMA**

Los factores de escala se estiman a partir de los datos obtenidos determinándose para cada UC pero es posible aplicarlos a un grupo de UC's. El estimador utilizado es el extremo superior del intervalo del 95% de confianza de la mediana de los datos de caracterización de la UC. Estos datos son las fracciones de las concentraciones entre los radionucleidos de difícil medida y los identificados como nucleidos gama suplentes. Este es un estimador conservador y resistente, determinado en el rango de valores de interés para la desclasificación por lo que resulta más creíble que las extrapolaciones efectuadas a partir de los niveles mucho más elevados que presentan las corrientes de los residuos radiactivos.

En el caso de los factores de escala, estos no se determinan a partir de consideraciones puramente geométricas. Pues éstas no tienen en cuenta la heterogeneidad de la distribución espacial de la contaminación. El estimador utilizado es la mediana de las razones entre las concentración beta superficial y volumétrica.

**EQUIPOS DE MEDIDA**

Aun cuando los equipos portátiles de PR son los utilizados en la geometría sencilla cuando hay múltiples radionucleidos y geometrías complejas, o conjuntos potencialmente homogéneos, el equipo adecuado es el espectrómetro gamma. Un aspecto complejo que es necesario tratar es todo lo relativo a la calibración en campo de estos equipos. El desarrollo detallado de este tema está fuera del alcance de esta ponencia.

**ANÁLISIS DE DATOS**

Es importante señalar que se requiere demostrar la suficiencia del número de datos para aplicar el test del Signo en las condiciones de los OCD's. Esto es equivalente, para un n° de datos fijo como suele ser el caso, a comprobar la potencia del test "a posteriori" respecto a la potencia "a priori". Para ello se utilizan las curvas de Potencia. En la *figura 2* se puede ver un ejemplo en que la curva a priori y la curva de la potencia a posteriori están suficientemente próximas para el valor estimado

de la media de la UD de 0,5 lo que indica que el número de datos del test del Signo resulta suficiente. Sin embargo, esto puede no ser así si el valor estimado de la UD fuera de aprox. 0.9 pues en este caso la potencia resulta estar en el entorno del 11% para rechazar la hipótesis nula, que en este caso es que la UD está contaminada. Para aumentar la potencia del test en el entorno del 0,8 necesitaríamos más valores, unos 30 para conseguir potencias del orden del 70% (o beta=30%).

**REGISTROS E INFORMES**

Todas las actividades asociadas a la desclasificación serán registradas y será necesario elaborar una serie de informes de seguimiento y control durante la fase de implementación y de evaluación final de resultados.

La herramienta básica en esta fase son los contrastes de hipótesis y los gráficos de control de la mediana (p. ej. gráficos de control de Tukey)

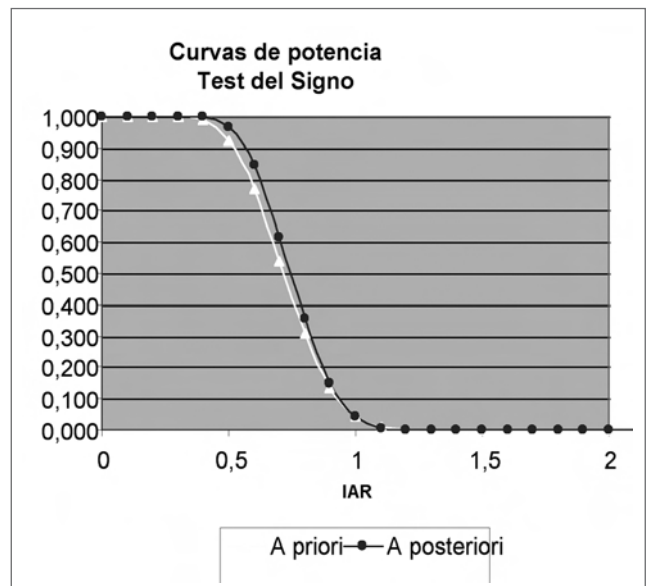


Figura 2. Curvas de potencia a priori y a posteriori

**CONCLUSIONES**

La gestión óptima de los materiales residuales potencialmente contaminados comprende un conjunto de decisiones que tienen todas algo en común. Este elemento común es que el acierto de las mismas descansa fuertemente en estimadores obtenidos a partir de muestras que se suponen representativas de los materiales de interés. De modo que las medidas de su evolución y, por consiguiente, de la efectividad de los tratamientos,

que se aplican a estos materiales, así como las propias necesidades de cambio de los propios métodos de tratamiento, son objetivos que únicamente pueden alcanzarse si se comprenden claramente todos los aspectos que influyen en las decisiones de gestión de los materiales residuales de las que una de ellas es la propia desclasificación.

En los apartados anteriores se ha intentado exponer las bases y elementos subyacentes a las metodologías de desclasificación de materiales posiblemente algunos de ellos requieran un mayor desarrollo que son o serán objeto de otras publicaciones.

En conclusión, los métodos de desclasificación de materiales, aplicados en las últimas experiencias realizadas en nuestro país, incluyen una serie de elementos técnicos que estructuran estas prácticas de un modo consistente, pues los resultados de cada etapa del proceso soportan de un modo coherente a las siguientes y defendibles pues las decisiones se fundamentan en una

evaluación detallada de la calidad de los parámetros utilizados y de los propios resultados empíricos a la vez que las reglas de decisión se basan en un número mínimo de hipótesis y un uso consistente de los datos de las medidas de desclasificación.

## REFERENCIAS

1. García – Bermejo R, y otros. *Una opción metodológica para el reciclado de chatarras de zona controlada*. Ponencia presentada en 32 Reunión Anual SNE. Tarragona 4-6 Octubre 2006.
2. W.G. Cochran, *Técnicas de muestreo*, México D.F., Continental, 1984.
3. P. M. Gy. *Sampling for Analytical Purposes*. Ed, John Wiley and sons. 1998.
4. USNRC, *Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP)*. 2003.
5. USEPA. *RCRA Waste sampling Draft Technical Guidance. Planning, Implementation and Assessment*. OSWER. EPA 530-D-02-002. August 2002



# ST1 ARR-32

## DESMANTELAMIENTO DE UN ACELERADOR LINEAL DE USO MÉDICO: ESTIMACIÓN DE LA DOSIS RECIBIDA POR LOS TRABAJADORES

I. Méndez, S. Agramunt, C. Pino, P. Carrasco, T. Eudaldo, N. Jornet, M. Ribas

*Servei de Radiofísica i Radioprotecció. Hospital de la Santa Creu i Sant Pau. Barcelona.*

### INTRODUCCIÓN Y OBJETIVOS

Con motivo del desmantelamiento de un acelerador lineal de uso médico de energía de fotones superior a 10 MeV, se expone en este trabajo un método rápido y de fácil aplicación en el ámbito hospitalario para evaluar las magnitudes implicadas en la gestión de los residuos, que son: la dosis recibida por los trabajadores y la actividad específica de las piezas que componen el brazo (gantry) del AL<sup>1-6</sup>.

El método propuesto permite a los hospitales gestionar de forma autónoma los residuos del desmontaje.

### MATERIAL Y MÉTODOS

#### Dosis recibida durante el desmontaje:

El 26 de Junio de 2006 dejó de funcionar el AL Clinac 1800 (Varian), que utilizaba haces de fotones (6 y 18 MV) y de electrones (4, 6, 9, 12 y 16 MeV), con que contaba nuestro hospital. Veinte días más tarde, operarios de la empresa Varian Medical Systems S.L comenzaron el desmontaje. Con objeto de realizar las medidas necesarias para la gestión de residuos radiactivos, intervinieron trabajadores de ENRESA así como el personal facultativo del Servicio de Radiofísica y Radioprotección del hospital.



En este trabajo se ha medido el equivalente de dosis ambiental  $H^*(10)$  debida a radiación penetrante de fotones y electrones.

Para ello, se ha utilizado un detector Victoreen 451P-DE-SI (Fluke Biomedical)<sup>7</sup>, trazable al Global Calibration Laboratory (Cleveland). Este equipo consiste en una cámara de ionización presurizada de  $300 \text{ cm}^3$  que mide la tasa del equivalente de dosis ambiental debida a radiación beta de energía superior a 1 MeV y a fotones de más de 25 keV.

Se ha medido la tasa máxima de  $H^*(10)$  para todas las piezas desmontadas del acelerador (130 piezas). Las medidas se han realizado colocando el dosímetro en contacto con las piezas, en el punto donde el equivalente de dosis era máximo. Debido a la geometría de la cámara, el punto efectivo de medida se encuentra a 6 cm de la superficie de entrada de la radiación al equipo y no es necesario corregir por la no uniformidad de la fluencia<sup>8</sup>.

Se ha estimado la incertidumbre de la medida en un 25% ( $k=1$ ). No se ha considerado necesario incluir en la estimación la dependencia en energía puesto que, si bien el equipo muestra una infrarrespuesta considerable para fotones de menos de 60 keV e incidencia frontal, estas energías se caracterizan habitualmente como débilmente penetrantes y en estos casos la magnitud operacional  $H^*(10)$  sobrestima las magnitudes limitadoras de dosis<sup>9</sup>.

Por medida directa se obtiene la dosis en el punto efectivo de la cámara. No obstante, resulta de mayor interés conocer la dosis a diferentes distancias, como por ejemplo en contacto. Si se conoce la distribución espacial de la fluencia que proviene de cada pieza, y despreciando la atenuación del aire, se puede calcular el factor por el cual ha de multiplicarse la lectura de la cámara para obtener  $H^*(10)$  a diferentes distancias de la pieza. Se desconoce la distribución de la fluencia, sin embargo, se han escogido dos casos límite:

- Quando toda la fluencia que llega al detector proviene de un único punto: la fluencia (y por tanto la dosis) es proporcional a  $1/z^2$ , donde  $z$  es la distancia a la fuente.
- Para una fuente plana circular de radio  $R$ , y de actividad uniforme: la fluencia, en un punto situado sobre el eje de rotación del disco a una distancia  $z$ , es proporcional a  $\ln(1 + R^2/z^2)$ .

Estos casos proporcionan los valores máximo y mínimo en la estimación del equivalente de dosis a diferentes distancias.

Para el cálculo del radio  $R$  se ha medido la distancia máxima entre dos puntos de la cara más activada de

cada pieza. Esta longitud se puede considerar como el diámetro en el que queda circunscrita la pieza.

La medida del radio de cada pieza se ha efectuado después del desmontaje, con las 70 piezas no desclasificadas por ENRESA.

### Gestión de residuos:

El criterio para la desclasificación de los residuos con contenido radiactivo es la actividad específica de los diferentes radionucleidos que contienen. La normativa fija unas actividades límite que fueron calculadas con el objetivo de que las dosis recibidas por trabajadores y público sean menores a:  $10 \mu\text{Sv/a}$  de dosis efectiva,  $50 \text{ mSv/a}$  de dosis piel y  $1 \text{ mSv.p/a}$  de dosis colectiva. En su cálculo se consideraron diferentes escenarios posibles en función del destino de los residuos<sup>10, 11</sup>.

Los valores límite de actividad que interesan en el desmantelamiento de un AL de uso médico son los correspondientes a la desclasificación de chatarras, puesto que éste será el destino habitual de los residuos.

Para la determinación de la actividad el procedimiento habitual consiste en:

- Obtención del espectro.
- Medida de la masa de la pieza.
- Medida de la dosis a diferentes distancias.
- Cálculo de la actividad a partir de las medidas realizadas y de los modelos de cálculo adecuados. Los modelos de cálculo utilizan una estimación aproximada de la geometría de la pieza y de la distribución de la actividad en ella.

En el ámbito hospitalario rara vez se dispone de un espectrómetro gamma, por lo que este procedimiento resulta de difícil ejecución.

Si no se cuenta con un espectrómetro es muy complejo conocer la composición de radionucleidos de cada pieza. Sin embargo, sabiendo los materiales que forman el AL o a partir de la bibliografía<sup>12, 13</sup>, es posible determinar qué radionucleidos se encuentran en los residuos.

En el caso concreto de este acelerador, los radionucleidos relevantes detectados por ENRESA, junto con su periodo de semidesintegración y nivel de actividad específica de desclasificación para chatarra, pueden observarse en la *Tabla I*.

En este trabajo se pretende determinar, a partir del detector de radiación ambiental de que se dispone, cuál sería la dosis máxima medida por nuestro equipo por debajo de la cual se podría desclasificar la pieza. Por comodidad, llamaremos a este valor "dosis de desclasificación".

Para resolver esta cuestión se debe utilizar un modelo de cálculo. El más simple consiste en considerar que toda

Tabla I. Radionucleidos más relevantes existentes en los residuos

Radionucleido	Periodo de semidesintegración	Nivel de actividad de desclasificación Bq/ g	Constante de tasa de dosis equivalente ( $\mu\text{Sv} / \text{h}$ ). $\text{m}^2 / \text{GBq}$	H*(10) de desclasificación ( $\mu\text{Sv} / \text{h}$ ) / kg
Co-57	271.8 d	10	15,7	0,044
Co-58	70.9 d	1	143,2	0,040
Co-60	5.27 a	1	343,0	0,095
Mn-54	312.1 d	1	138,1	0,038
Sb-124	60.2 d	1	285,9	0,079
Ta-182	115.1 d	1	177,6	0,049
W-181	121.2 d	100	13,9	0,386

la activación se encuentra en un punto de la superficie del residuo. Es el más sencillo, pero también es el menos conservador, puesto que para una misma actividad específica de la pieza proporciona el valor de dosis de desclasificación más alto, y por tanto más permisivo.

La tasa del equivalente de dosis ambiental debida a una fuente puntual se calcula como:

$$H * (10) = \Gamma \frac{A}{z} \quad (I.)$$

donde  $\Gamma$  es la constante de tasa de dosis equivalente debida a rayos gamma para un radionucleido determinado<sup>14, 15</sup>, A es la actividad total de la fuente y z la distancia de medida.

Se ha calculado el valor de dosis de desclasificación por unidad de masa considerando una fuente puntual formada por un único radionucleído. Para ello, como valor de la actividad se ha utilizado la actividad específica de desclasificación. Y como valor de la distancia, se ha considerado la distancia de la superficie de la pieza al punto efectivo de medida de nuestro equipo (6 cm).

En la *Tabla I* también se observan, para los radionucleidos presentes en nuestro acelerador, la constante de tasa de dosis equivalente, y el valor de dosis de desclasificación calculado.

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

### Dosis recibida durante el desmontaje:

En la *figura 1* se representa el histograma de las medidas de H\*(10) de cada pieza a  $z = 6$  cm. En este histograma faltan las dos únicas lecturas superiores a  $7 \mu\text{Sv/h}$ : la pieza central del *bending magnet*, con  $11.7 \mu\text{Sv/h}$ , y el filtro aplanador de fotones de 18 MV, con  $28.7 \mu\text{Sv/h}$ . El valor medio de dosis de todas las piezas medidas se sitúa en  $1.8 \mu\text{Sv/h}$ .

En la *figura 2* se representa la estimación de dosis en contacto (1 cm de distancia) de las piezas no desclasificadas durante el desmontaje. El valor real se estima que debe estar entre el máximo y mínimo de acuerdo a los casos límite a) y b). Se observa que en el peor de los casos (que corresponde al filtro aplanador de fotones de 18 MV) el equivalente de dosis máxima que podría hallarse en contacto es de 1 mSv/h.

Siguiendo el mismo método, se ha estimado la dosis a 20 cm y a 50 cm, distancias más adecuadas para la dosis a cuerpo entero. A 20 cm: la dosis máxima es de  $3 \mu\text{Sv/h}$  y la media es menor a  $0.5 \mu\text{Sv/h}$ . A 50 cm: la máxima es de  $0.5 \mu\text{Sv/h}$  y la media inferior a  $0.1 \mu\text{Sv/h}$ .

El equivalente de dosis ambiental H\*(10) debida a radiación penetrante es un buen estimador de la dosis efectiva y de la dosis equivalente a extremidades. Con los valores obtenidos, se puede concluir que la radiación penetrante de fotones y electrones recibida por los trabajadores durante el desmontaje del AL, no supuso ningún riesgo desde el punto de vista radiológico.

### Gestión de residuos:

El análisis de los datos de la *Tabla I* indica que, excepto para residuos compuestos únicamente por W-181, nuestro dosímetro debería medir valores de dosis inferiores a  $0.1 \mu\text{Sv/h}$  multiplicado por la masa de la pieza para poder considerarla desclasificable.

Este valor es muy restrictivo, y más teniendo en cuenta que se ha considerado la aproximación puntual (I.) que proporciona el nivel más permisivo. Considerar que la activación está distribuida uniformemente por la superficie de la pieza da lugar a valores todavía más restrictivos y aún más si se considera la actividad distribuida en todo el volumen y se tiene en cuenta la autoatenuación de la pieza.

Estos valores tan restrictivos son debidos a que la dosis límite a trabajadores y a público que puedan pro-



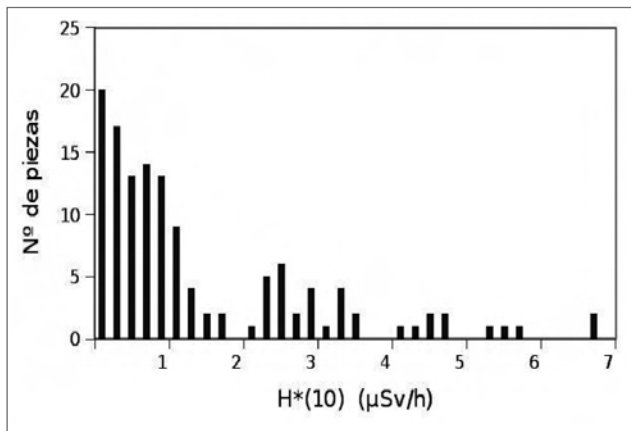


Figura 1. Medidas de  $H^*(10)$  a  $z = 6$  cm

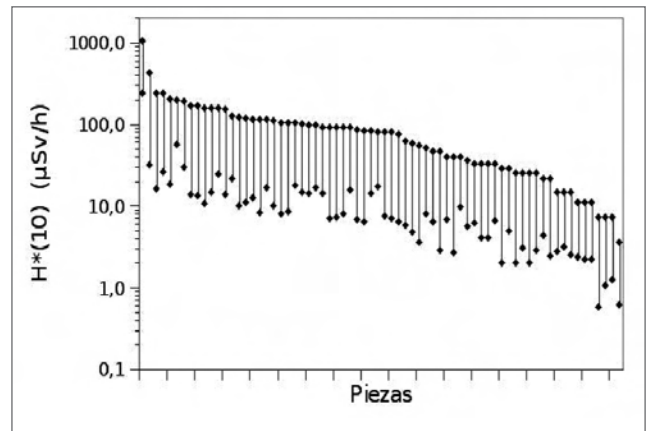


Figura 2. Estimación de  $H^*(10)$  en contacto

ducir los residuos desclasificados,  $10 \mu\text{Sv/a}$  de dosis efectiva, se consideró que daría lugar a un riesgo radiológico trivial y que la probabilidad de que una única persona recibiese más de  $1 \text{ mSv/a}$  sería muy baja. Además, la masa de residuos en los escenarios tipo que se consideraron eran de varios órdenes de magnitud superiores a la masa de los residuos de un acelerador.

En la práctica, ENRESA ha desclasificado automáticamente todas aquellas piezas cuyo valor de  $H^*(10)$ , en el punto efectivo de medida de su dosímetro (que se hallaba a  $1.53 \text{ cm}$ ), fuera inferior a  $1 \mu\text{Sv/h}$ . Se ha seguido este criterio porque se ha considerado que por encima de este valor se podría provocar una alarma en los detectores automáticos de pórtico para vigilancia de la radiación situados en las instalaciones de recuperación y de la industria siderúrgica española.

En el resto de las piezas, ENRESA ha calculado la actividad específica de los diferentes radionucleidos presentes y ha estimado cuáles serían desclasificables al cabo de cierto tiempo.

Durante 11 meses los residuos han sido depositados en el cuarto de residuos de nuestro hospital. Pasado este tiempo, nuestro Servicio ha realizado una segunda medida del equivalente de dosis de todas las piezas.

En esta segunda tanda de medidas se ha observado que todas las piezas consideradas desclasificables por ENRESA proporcionaban lecturas menores a  $0.3 \mu\text{Sv/h}$ . Mientras que todas las piezas no desclasificables presentaban valores mayores. Este valor ( $0.3 \mu\text{Sv/h}$ ) es el que, midiendo en contacto con la superficie del medio de transporte de la chatarra, determina legalmente que debe iniciarse una investigación del contenido radiactivo de la misma.

Con estos datos se plantean para la gestión de resi-

duos en el desmantelamiento de un AL de uso médico dos alternativas:

Con estos datos se plantean para la gestión de residuos en el desmantelamiento de un AL de uso médico dos alternativas:

1. Determinar la actividad específica de las piezas mediante un detector con punto efectivo de medida cercano a  $1 \text{ cm}$ , más un espectrómetro gamma, más un modelo de cálculo que considere la geometría de las piezas y la distribución de la activación en ellas.
2. Considerar desclasificables aquellos residuos que, medidos con un dosímetro similar al utilizado en este trabajo, presenten unas dosis de radiación inferiores a  $0.3 \mu\text{Sv/h}$ .

## CONCLUSIONES

A través de la medida directa del equivalente de dosis ambiental  $H^*(10)$ , debida a radiación penetrante de fotones y electrones, y siguiendo un sencillo procedimiento, se han estimado la dosis equivalente en extremidades y la dosis efectiva. Las dosis recibidas por los trabajadores durante el desmontaje de nuestro AL no han supuesto ningún riesgo desde el punto de vista radiológico.

Un método simple y adecuado para la gestión de los residuos radiactivos producidos durante el desmantelamiento consiste en desclasificar aquellas piezas que, medidas con un detector de características similares al indicado, presenten unas dosis de radiación inferiores a  $0.3 \mu\text{Sv/h}$  (nivel de investigación). Pasado un tiempo de entre 6 meses y un año en el cuarto de residuos, las piezas que presenten valores de dosis superiores a  $0.3 \mu\text{Sv/h}$  se considerarán no desclasificables y deberán ser retiradas por ENRESA.



## AGRADECIMIENTOS

La colaboración de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A. (ENRESA), y en especial de Ma Teresa Ortiz, ha sido indispensable en la elaboración de este trabajo.

## REFERENCIAS

1. Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas. (BOE no 313, del 31-12-99).
2. Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes. (BOE no 178, del 26-07-01).
3. Resolución de la Dirección General de la Energía de 18 de febrero de 2000. *Transferencia de Material Radiactivo que se detecte en la chatarra o en su procesado a ENRESA*.
4. Consejo de Seguridad Nuclear CSN. Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas (GSG-09.02). CSN, 2002.
5. SEPR-ENRESA. *Guía Técnica de Gestión de Materiales Residuales con Contenido Radiactivo Procedentes de Instalaciones de Ámbito Sanitario*. Publicación SEPR no 6. SEPR-ENRESA, 2002.
6. Consejo de Seguridad Nuclear CSN. *Control radiológico de actividades de recuperación y reciclado de chatarras* (GSG-10.12). CSN, 2003.
7. *Fluke Biomedical*. Victoreen 451P & 451P-DE-SI. Operators manual. Fluke Biomedical, 2005.
8. International Atomic Energy Agency IAEA. *"Calibration of photon and beta ray sources used in brachytherapy"*. Guidelines on standardized procedures at SSDs and Hospitals. IAEA-TECDOC-1274, 2002.
9. International Commission on Radiation Units and Measurements ICRU. *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection Against External Radiation*. ICRU Report 57, 1998.
10. European Commission. *Recommended radiological protection criteria for the recycling of materials from the dismantling of nuclear installations*. Radiation Protection no 89, 1998.
11. European Commission. *Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption*. Radiation Protection no 122, 2001.
12. ENRESA. *Informe de Protección Radiológica de la visita al Hospital de Sant Pau (Barcelona)*. F122/2006 – F151/2006. Referencia A10-IF-UT-0165, 2006.
13. Roig, M. et al. *Photonuclear isotope characterization of a Siemens KDS 18 MV linac head*. Phys. Med. Biol. 2004, 49 N243-N246.
14. Ninkovic, M. et al. *Air kerma rate constants for gamma emitters used most often in practice*. Radiation Protection Dosimetry 2005, 115 N1-N4., pp. 247-250(4).
15. Unger, L. M., Trubey, D. K. *Specific gamma-ray dose constants for nuclides important to dosimetry and radiological assessment*. Oak Ridge National Lab., 1981.



## ST1 ARR-48

# ELABORACIÓN DE PROTOCOLO DE GESTIÓN FINAL DE PIEZAS ACTIVADAS Y OTROS MATERIALES RESULTANTES A PARTIR DEL DESMANTELAMIENTO DE UN LINAC SIEMENS EN EL HOSPITAL DE BASURTO EN VIZCAYA

A. Guillén<sup>1</sup>, C. López<sup>1</sup>, I. Perdices<sup>2</sup>, J. Pértica<sup>2</sup>, P. Rosales<sup>3</sup>

<sup>1</sup> Compañía Internacional de Protección, Ingeniería y Tecnología, S.A.U. (PROINSA).<sup>2</sup> SIEMENS, S.A. Division Medical Solutions.

<sup>3</sup> Servicio de Protección Radiológica. Hospital de Basurto (Vizcaya)

## OBJETIVO

Ante la necesidad de establecer un protocolo específico para el desmantelamiento de los aceleradores lineales de uso médico LINACs debido a la presencia en los mismos de material activado, el presente tra-

bajo sirve para unificar criterios de actuación para futuros desmantelamientos y establecer un punto de partida para que todas las partes implicadas, (Organismo Regulador, Titular de la Instalación, Empresa Instaladora del Equipo, Gestora de Residuos Radiactivos, Empresa de Reciclaje del Material Metálico,



UTPRs) aborden la gestión de los residuos desde un punto de vista común.

Para ilustrar de una forma práctica el problema, el trabajo se ha desarrollado en torno a un caso particular, el desmantelamiento de un LINAC SIEMENS del Hospital de Basurto (Vizcaya).

## INTRODUCCIÓN

Cuando en un principio se autorizaron las instalaciones radiactivas que incluían LINACs no se consideró o exigió al titular de la instalación, un plan específico para la clausura de estas instalaciones radiactivas, posiblemente debido a que los primeros LINACs instalados eran de baja energía y podían producir una actividad inducida prácticamente indetectable.

Con el desarrollo e instalación de aceleradores de electrones que trabajan a energías superiores se observó que el resultado era diferente. Es bien sabido que la interacción de fotones de alta energía (>10 MeV) con los componentes del acelerador producen la activación de estos materiales debido a la existencia de neutrones producidos mediante reacciones fotonucleares del tipo ( $\gamma, xn$ ). Del mismo modo hay que considerar estas reacciones fotonucleares como fuente de actividad inducida en estos materiales.

Con motivo del desmantelamiento de un cierto número de LINACs, por parte de "SIEMENS, S.A. Division Medical Solutions", el Consejo de Seguridad Nuclear, en adelante CSN, consideró necesario que SIEMENS, S.A. tuviera establecidos protocolos específicos para que, tanto la tarea de desmantelamiento de los aceleradores, como la de posterior gestión de los posibles residuos radiactivos generados, fueran realizadas de manera segura conforme al Reglamento de Protección Radiológica Contra las Radiaciones Ionizantes.

## PROCEDIMIENTO DE DESMANTELAMIENTO

En respuesta al escrito del Organismo Regulador, SIEMENS, S.A. presentó un procedimiento específico para la tarea del desmantelamiento/gestión de los residuos generados, en el que se detallan qué trabajos se realizarían por una Unidad Técnica de Protección Radiológica (PROINSA). En dicho procedimiento se pueden distinguir dos fases principales del trabajo a desarrollar:

La primera fase, que comprende la caracterización radiológica de los materiales o partes activadas del equipo desmantelado: inspección de las piezas del acelerador, segregación del material activado, medida de niveles de

radiación, identificación del material radiactivo, evaluación de la actividad presente en cada pieza y estimación del tiempo de almacenamiento controlado de las piezas en las que se identifiquen isótopos de vida corta.

La segunda fase, en la que se realiza un seguimiento técnico/administrativo hasta su desclasificación como material radiactivo o retirada y gestión por una empresa autorizada (ENRESA)

### Caracterización Radiológica de las partes activadas del LINAC

Marca: SIEMENS

Modelo: Mevatron KDS2 nº de Serie: 2327

Energía máxima: 21 MeV

Período de funcionamiento: comprende desde agosto de 1994 hasta el 1 de septiembre de 2006

Tiempo de funcionamiento: 1700 horas aprox.

### Consideraciones previas a la Caracterización Radiológica

El fin que persiguió la caracterización no fue otro que el de llevar a cabo un estudio eminentemente práctico con vistas a realizar una gestión rápida de los residuos generados, tratando de hacer una evaluación "in situ" en el momento del desmantelamiento y siempre respetando los criterios generales de protección radiológica.

Hay que dejar claro que no es la realización de un estudio científico de identificación de la composición isotópica y evaluación de la actividad de todas las partes segregadas del LINAC, ya que para la realización de este último estudio, el trabajo de caracterización se hubiera planteado de otro modo (uso de detectores de Ge portátiles, toma de muestras de las piezas a caracterizar, análisis de las mismas en un laboratorio adecuado para el estudio de la composición isotópica y evaluación de la actividad específica de dichas muestras con la posterior determinación de la actividad total de ellas).

### Material utilizado

Espectrómetro gamma portátil de NaI, marca EXPLO-RANIUM, GR-135B.

Monitor de radiación, marca Eberline, FH40 G.

Monitor de contaminación, marca BERTHOLD, LB 122, con sonda LB 6358 G.

### Realización de los Trabajos de Desmantelamiento/Caracterización (04.09.06)

Para facilitar la segregación de los objetos a caracterizar, los trabajos de caracterización coincidieron con los de desmontaje del LINAC (tres días después de su último uso). Se segregaron todos los objetos que presentaban una tasa de dosis equivalente en contacto superior al fondo de 0.08  $\mu\text{Sv/h}$ .

Sobre todos los objetos segregados se tomaron espectros mediante el espectrómetro gamma portátil de NaI

Tabla 1

Nº Pieza	Identificación de las piezas	Masa (kg)	Isótopos	Tasa de dosis en contacto ( Sv/h)	Actividad Total (kBq)	Actividad Específica (Bq/g)
1	Target	0,15	Au-196,Au-198,Mn54	160	1100	7000
2	Soporte del target	5	Co-57,Co-58,Co-60,Cr-51,Mn-54,W-187	1,6	40	8
3	Chapa del soporte del target	0,2	W-187	0,15	2	10
4	Circulador de cuatro puertas	5	Co-60	0,67	40	8
5	Filtro aplanador, colimador cónico	0,1	Co-57, Cu-64, Cr-51, Mn-54	1,7	30	300
6	Tapa del colimador cónico	0,05	Co-57, Cu-64, Cr-51, Mn-54	0,51	5	100
7	Guía de ondas	5	Co-57,Cu-64,Cr-51,Mn-54,Co-60	0,9	20	4
8	Pieza del colimador primario	40	Co-60,W-187	2,1	40	1
9	Soporte del colimador cónico 1	2	Co-60,Co-57,Cu-64,Cr-51,Mn-54	3,6	100	50
10,11	Piezas del colimador primario	7	Co-60, W-187	0,6	5	1
12	Pieza del colimador primario	5	Co-60	0,35	4	1
13	Bending Magnet	25	Co-60	1,2	100	2,5
14	Blindaje del Bending Magnet	100	Co-60	0,5	2	<1
15	Estructura soporte del colimador cónico 2	3,5	*	0,35	*	*
16,17,18,19	Colimadores secundarios	60	Co-60	0,25	5	<1
20,21,22,23	Colimadores secundarios	20	Co-60	0,32	6	<1
24,25,26	Colimadores	10	Co-60	0,21	1	<1

Caracterización realizada el 04/09/06

(tiempo = 300s). De la misma forma mediante el monitor de radiación se registraron las medidas de tasa de dosis equivalente a diferentes distancias.

La evaluación de la actividad se realizó de forma individual para cada pieza segregada y se estimó tomando las siguientes hipótesis:

- Entendemos una distribución homogénea en el volumen de las piezas, cuando realmente la activación se produce en las partes mas cercanas a las superficies.
- Tomamos los valores de tasa de dosis equivalente registrados a diferentes distancias.
- Suponemos que la tasa de dosis equivalente es debida únicamente al isótopo radiactivo "crítico" de los existentes en la pieza y entendemos como tal el que tenga un mayor peso radiológico, teniendo en cuenta para su clasificación los factores que describimos a continuación: 1-Valor de la constante específica gamma; 2-Área del fotopico característico del espectro; 3-Período de Semidesintegración. (Prácticamente la totalidad de los isótopos a caracterizar son emisores  $\beta-\gamma$ ).

Se entiende que si tomamos estas hipótesis, estamos aplicando un criterio conservador para la estimación de la actividad de las piezas, por lo tanto la actividad real de las piezas siempre será inferior a las estimadas de la presente forma.

Los valores de la actividad específica estimados se comparan con los límites de desclasificación establecidos en las guías de seguridad 9.2 y 10.12 del CSN.

## RESULTADOS Y COMENTARIOS DE LA CARACTERIZACIÓN (04.09.06)

Segregamos e identificamos del LINAC 26 piezas (Tabla 1), que las podemos clasificar, en función de su vía

de gestión final en los siguientes grupos:

**Grupo I:** Piezas en las que el isótopo crítico tenga un período de semidesintegración corto, < 100 días.

Target(1); Au 196 sería el isótopo crítico que tras un decaimiento de 90 días podría gestionarse como residuo convencional.

Chapa de soporte del target(3); W-187 sería el isótopo crítico que tras un decaimiento del orden de semanas la pieza se gestionaría como residuo convencional.

**Grupo II:** Piezas en las que el isótopo crítico tenga un período de semidesintegración medio, < 5 años.

Subdividimos el grupo en otros dos subgrupos en función de las actividades estimadas,

-Actividades por encima del límite de desclasificación  
Piezas 2, 5, 6, y 9 en las que el isótopo crítico sería básicamente el Mn-54 y a tenor de su actividad específica estimada se gestionarían como residuo radiactivo (RBMA).

-Actividades cercanas o por debajo del límite de desclasificación

Guía de Ondas (7) en la que el isótopo crítico sería el Mn-54 y a tenor de su actividad específica estimada podría gestionarse como residuo convencional.

**Grupo III:** Piezas en las que el isótopo crítico sea el Co-60.

Colimadores Primarios, Secundarios y otros Colimadores Móviles, Bending Magnet, Blindaje del Bending Magnet, Soporte del Colimador Cónico 2 y Circulador de Cuatro Puertas, en los que a tenor de su actividad específica estimada (del orden del nivel de desclasificación) podrían gestionarse como residuos convencionales.

El Circulador de Cuatro Puertas es un caso especial ya que la presencia de material radiactivo es previa al periodo de irradiación.



Tabla 2

Nº Pieza	Identificación de las piezas	Masa (kg)	Isotopos	Tasa de dosis en contacto (i Sv/h)	Actividad Total (kBq)	Actividad Específica (Bq/g)
1	Target	0,15	Co-57, Mn-54, Co-60	1,3	25	185
2	Soporte del target	5	Co-57, Co-60	0,8	28	5
3	Chapa del soporte del target	0,2	Mn-54	<0,10	<0,2	<1
4	Circulador de cuatro puertas	5	Co-60	0,68	40	8
5	Filtro aplanador, colimador cónico	0,1	Co-57, Mn-54	1,6	40	400
6	Tapa del colimador cónico	0,05	Co-57, Mn-54	0,3	4	80
7	Guía de ondas	5	Co-57, Mn-54, Co-60	0,7	5	<1
8	Pieza del colimador primario	40	Co-57, Co-60	1,7	80	2
9	Soporte del colimador cónico 1	2	Co-57, Mn-54, Co-60	2,1	120	60
10, 11	Piezas del colimador primario	7	Co-60	0,6	12	4
12	Pieza del colimador primario	5	Co-60	0,8	30	6
13	Bending Magnet	25	Co-60	1,2	10	<1
14	Blindaje del Bending Magnet	100	Co-60	0,16	2	<1
15	Estructura soporte del colimador cónico 2	3,5	Co-60	0,37	10	3
16, 17, 18, 19	Colimadores secundarios	60	Co-60	0,25	5	<1
20, 21, 22, 23	Colimadores secundarios	20	Co-60	0,2	6	<1
24, 25, 26	Colimadores	10	Co-60	0,2	1	<1

Caracterización realizada el 17/01/07

### Observaciones de la Primera Caracterización.

Una vez realizada la primera caracterización los residuos podrían haber sido gestionados de la manera descrita en el apartado anterior, pero se decidió dejar todas las piezas almacenadas de forma controlada y realizar una segunda caracterización tras 90 días de decaimiento. Los principales objetivos de esta segunda caracterización son los de verificar el decaimiento de la actividad de las piezas del denominado Grupo I y corroborar que la gestión del material segregado se hubiera realizado de forma correcta.

### RESULTADOS Y COMENTARIOS DE LA CARACTERIZACIÓN DE SEGUIMIENTO (17.01.07)

Aplicando los mismos criterios de estimación de actividad de la primera caracterización, en la *tabla 2* presentamos los resultados de la caracterización de seguimiento.

Comentarios Generales:

La actividad total estimada disminuye desde 1500 KBq hasta 420 KBq. En los casos en que se observa un ligero aumento de la actividad es porque a la hora de realizar la estimación se ha modificado el isótopo crítico o se ha encontrado sobre la pieza algún punto con una tasa de dosis equivalente superior a la original. Tenemos que mencionar que dichas variaciones no suponen un cambio en la forma de gestionar la pieza como residuo.

Comentarios sobre las piezas del Grupo I :

En el target (1) ya no se observan los fotopicos de los isótopos de Au. Si tomamos ahora el Mn 54 como isótopo crítico y a tenor de su actividad específica estimada se gestionaría como residuo radiactivo (RBMA).

Chapa de soporte del target (3) en cuyo espectro ya

no se observa ningún fotopico del W-187 y la pieza se gestionaría como residuo convencional.

Comentarios sobre las piezas del Grupo II:

Con la excepción de la pieza 2, soporte del target, que pasaría a gestionarse como residuo convencional no se sugiere ningún cambio con respecto a la gestión de los residuos recomendada en la primera caracterización. Así pues las piezas 5, 6, y 9 continuarían gestionándose como residuo radiactivo (RBMA). Tampoco existiría ninguna variación con respecto a su gestión final para la guía de ondas (7), que seguiría gestionándose como residuo convencional.

Comentarios sobre las piezas del Grupo III:

Los datos obtenidos tras la segunda caracterización no sugieren ningún cambio con respecto a la gestión de los residuos recomendada en la primera. Así pues continuaremos recomendando una gestión de los mismos como residuo convencional.

### CONCLUSIONES

La realización de una caracterización única en el momento del desmantelamiento sería suficiente, ya que las piezas activadas que en principio se almacenarían de forma temporal en la instalación (sujetas a una segunda caracterización previa a su desclasificación), podrían ser retiradas por ENRESA como RBMA debido a la presencia de isótopos de vida media ( $100 \text{ días} < T_{1/2} < 5 \text{ años}$ ), o bien podrían gestionarse como residuo convencional si el isótopo crítico de la pieza dada es de vida muy corta ( $T_{1/2}$  es del orden de horas).

Tanto el volumen como la masa de las piezas a

gestionar como residuo radiactivo (retirada por ENRESA o en su caso almacenamiento temporal) son mínimos por lo que habilitar un recinto en la instalación hasta que sean retiradas o desclasificadas no resultaría complicado. También hay que tener en cuenta que todas estas instalaciones tienen contrato con ENRESA para la retirada de residuos radiactivos procedentes de otros servicios.

Podría darse el caso de que los residuos clasificados en principio como RBMA con un  $T_{1/2} < 5$  años pudieran ser gestionados en la propia instalación (almacenamiento temporal), pero en alguno de los casos el tiempo de decaimiento puede estar por encima de los 10 años, por lo que no se trata de una opción recomendable.

En la gestión de las piezas/objetos/material desclasificado en el momento del desmantelamiento y que presentan una actividad específica del orden del nivel de referencia dado, encontramos las siguientes dificultades:

- Volumen y masa elevada con una actividad específica total del orden del Bq/g.
- Reticencia por parte de los recuperadores de metales para reciclar o gestionar tales residuos.

- Problemática añadida de que dicho material desclasificado pueda hacer superar el nivel de alarma de los pórticos detectores a la entrada/salida de dichas instalaciones.

Para facilitar dicha gestión es recomendable hacer un seguimiento puntual de los residuos hasta la gestión final de los mismos y la emisión de un Certificado de Residuo No Radiológicamente Peligroso sería de gran utilidad para que lo aceptasen los gestores.

La autorización o visto bueno para la gestión convencional de los residuos comentados tendrá que ser realizada por parte del Organismo Regulador, CSN.

## REFERENCIAS

1. GSG-09.02; *Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas.*
2. GSG-10.12; *Control radiológico de actividades de recuperación y reciclado de chatarras.*
3. *Primera Identificación de Isótopos LINAC de BASURTO.* Informe ref.: PPI99GE-167 (PROINSA).
4. *Segunda Identificación de Isótopos LINAC de BASURTO.* Informe ref.: PPI99GE-176 (PROINSA).



## ST1 ARR-23

# EL DESMANTELAMIENTO DE LOS ACELERADORES LINEALES DE USO MÉDICO. GESTIÓN DE LOS MATERIALES RESIDUALES

Ortiz<sup>1</sup>, J. Sevilla<sup>2</sup>, J.A. López<sup>2</sup>, J.R. Tamayo<sup>2</sup>

<sup>1</sup> ENRESA- C/ Emilio Vargas, 7- 28043 Madrid. <sup>2</sup> AdQ- Ad Qualitas. C/ Caleruega, 79, 28033 Madrid

## INTRODUCCIÓN

Los aceleradores lineales están siendo ampliamente utilizados, desde hace años, en los servicios de radioterapia de los hospitales españoles. Estos equipos han ido sustituyendo a las unidades de cobaltoterapia por presentar muchas ventajas, desde el punto de vista de la seguridad y del propio tratamiento, además de no suponer un problema la gestión de la fuente radiactiva, que una vez finalizada su vida útil, aún conserva una actividad importante, desde el punto de vista de la protección radiológica. En el momento actual se están sustituyendo

los primeros aceleradores lineales por otros más modernos con mejores prestaciones.

El problema que se plantea con estos desmantelamientos es hasta que punto los componentes del acelerador, sobre todo el cabezal del mismo, puede ser gestionado de manera convencional, dado que sus componentes pueden estar activados.

En este trabajo se presenta la experiencia de la Unidad Técnica de Protección Radiológica (UTPR) de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA) en la caracterización de las piezas activadas de dos aceleradores lineales, uno de la marca CGR y otro de la marca Varian,



desmontados en el año 2006, así como en la definición de su vía de gestión. Los aceleradores estaban ubicados en el Hospital Universitario de la Princesa, en Madrid y en el Hospital Sant Pau, en Barcelona.

## BASES TEÓRICAS

Inicialmente se hizo una visita al Hospital de la Princesa, en diciembre de 2005, aprovechando una parada para mantenimiento, de cara a tomar medidas radiológicas que sirvieran de base para el posterior desmantelamiento. En esta visita se tomaron diversas medias y se hicieron espectros en algunas piezas clave, como eran: el blanco, el colimador y las bobinas de centraje. Esta visita sirvió para definir un tiempo de espera recomendable antes del inicio del desmantelamiento, unos 15 días, y para verificar la ausencia de radiación neutrónica, una vez parado el equipo. Con los datos obtenidos se realizó una búsqueda bibliográfica que ayudara a interpretar los resultados obtenidos y a predecir los que se podrían obtener en el desmantelamiento.

Lamentablemente la mayoría de los documentos consultados estaban orientados a la estimación de la producción de neutrones y a las dosis recibidas, tanto por los pacientes como por el personal de las instalaciones, durante su funcionamiento. Por otra parte, la información sobre la activación de los materiales que componen el cabezal era bastante reducida y se basaba más en aceleradores de uso industrial o de investigación. Por estos motivos se buscó bibliografía básica que diera información de los radionúclidos que se pueden originar como consecuencia de la interacción de los electrones y fotones con los materiales.

De la información consultada se deduce que la interacción más importante es fotón-neutrón, que origina un elemento con el mismo número atómico y una unidad menos de masa atómica, aunque se pueden producir también las reacciones neutrón-gamma y gamma-2 neutrones. Asimismo se comprobó que la mayoría de los radionúclidos generados son de vida corta, si bien pueden aparecer algunos con vidas más largas. En la tabla 1 se indican estos radionúclidos, junto con el elemento que se activa y vida media del elemento generado.

Debe indicarse que el Co-57 puede aparecer como consecuencia de una reacción gamma-2 neutrones, que es poco probable, pero es a su vez hijo del Ni-57 por lo que, si este isótopo se genera, el Co-57 aparecerá con su misma actividad, en unos 15 días. Asimismo siempre que el material contenga tungsteno se producirán el W-181 y el W-185 que tienen mayor probabilidad de que

se produzcan que el W-187. También es probable la generación de Ta-182, aunque con menor probabilidad al tratarse de una reacción gamma-protón sobre el

W-183 que tiene menor abundancia. El Ni-57 se produce siempre que el material tenga níquel, lo mismo ocurre con el Co-58 que se produce con más probabilidad, por la mayor abundancia del Ni-58 y por tratarse de una reacción gamma-neutrón, que el Co-60 que se produce en la reacción neutrón-gamma sobre el Ni-61 de menor abundancia. El Co-58 y el Co-60 también pueden generarse por la activación de las impurezas de cobalto contenidas en el acero. Finalmente indicar que pueden aparecer otros radionúclidos como el Sb-124 en el plomo, si contiene antimonio, o el Au-196 si la pieza tiene oro. Todos estos radionúclidos han sido identificados en las diferentes piezas analizadas.

Tabla 1. Elementos Generados

Radionúclido	Vida media	Elemento
Ni-57	35,6 h	Níquel
Ni-65	2,517 h	Níquel
Fe-55	2,7 a	Hierro
Co-57	271,79 d	Níquel / Cobalto
Co-58	70,82 d	Níquel / Cobalto
Co-60	5,27 a	Cobalto
Cr-51	27,7 d	Cromo
W-185	75,1 d	Tungsteno
W-181	121,2 d	Tungsteno
W-187	23,9 h	Tungsteno
Ta-182	115,1 d	Tungsteno
Cu-61	3,33 h	Cobre
Cu-62	9,74 min	Cobre
Cu-64	12,701 h	Cobre
Mn-54	312,1 d	Hierro
Au-196	6,18 d	Oro
Sb-124	60,2 d	Antimonio
Zn-65	244,3 d	Zinc

## NIVELES DE DESCLASIFICACIÓN

En uno de los documentos analizados<sup>1</sup> se indica que las piezas diferentes al blanco no deben plantear problemas a la hora de su evacuación convencional, pero esto no es exacto si se tienen en cuenta los valores de exención y desclasificación establecidos. En la *tabla 2* se recogen los valores de exención y de desclasificación para las chatarras metálicas establecidos en España<sup>2,3</sup> junto con los valores para la desclasificación incondicional recomendados por la Unión Europea<sup>4</sup>.

A la vista de esta tabla los valores más restrictivos son los correspondientes a la desclasificación incondicional que supone cualquier uso para el material liberado. Los

valores correspondientes a las chatarras son más restrictivos que los de exención, esto se debe a que los escenarios considerados se refieren a una cantidad de chatarras del orden de 2.000 toneladas, que es un valor muy superior al que se genera en el desmantelamiento de un acelerador lineal. Ahora bien, al ser los valores establecidos en España, no pueden ser incorporadas al proceso chatarras con valores más altos, con independencia de la cantidad. Por este motivo sólo se consideraron los valores de desclasificación para chatarras, que por otra parte, es el destino final lógico de los materiales metálicos generados en el desmontaje del acelerador.

Adicionalmente debe indicarse que los valores de tasa de dosis medidos en las piezas desmontadas, superiores a 1 o 2 microSv/h, pueden provocar una alarma en los pórticos de vigilancia de la radiación situados a la entrada de las instalaciones de recuperación y de la industria siderúrgica española.

Tabla 2. Valores de Referencia (Bq/g)

Radionúclido	Nivel de exención	Nivel desclasificación para chatarras	Nivel desclasificación incondicional
Co-58	10	1	0,1
W-181	1000	100	10
Co-57	100	10	1
Ta-182	10	1	0,1
Sb-124	10	1	0,1
Mn-54	10	1	0,1
Cr-51	1000	-	10
Au-196	10	-	10
Co-60	10	1	0,1

## METODOLOGÍA DE MEDIDA

En el caso del acelerador del Hospital de la Princesa se estuvo presente en el desmontaje del acelerador, que fue llevado a cabo por los técnicos de Varian, realizándose la segregación de las piezas que potencialmente podrían clasificarse como residuos radiactivos. En el caso del Hospital Sant Pau, los técnicos de Varian, bajo la supervisión radiológica de los expertos del Servicio de Protección Radiológica, realizaron el desmontaje y preclasificaron el material, antes de la visita de la UTPR de ENRESA. Como criterio general se analizaron todas aquellas piezas con valores de tasa de dosis superiores a 1 ó 2 microSv/h, las piezas con valores inferiores se clasificaron como chatarra convencional. En ambos casos se realizaron visitas posteriores para recabar más información y definir qué materiales debían ser finalmente

clasificados como residuos radiactivos. Sobre las piezas, inicialmente clasificadas, se realizaron diversas medidas para su caracterización radiológica, como se describe a continuación.

- Determinación de los niveles de fondo en tasa de dosis, en cps y en espectro.
- Medida del nivel de radiación en contacto con todas las piezas.
- Obtención de un espectro para la identificación del isótopo, cuando los valores obtenidos de nivel de radiación son diferentes al fondo. Cuando se trataba de piezas iguales sólo se hacía el espectro en una de ellas.
- Determinación del peso de la pieza.
- Medida de intensidad de dosis a diferentes distancias, cuando el valor era suficientemente alto, para la determinación de la actividad de la pieza.
- Determinación de la actividad total de cada pieza y específica a partir de las medidas realizadas y de los modelos de cálculo adecuados. En general se utiliza el programa MicroShield (Versión 5) de "Grove Engineering" (USA) para la estimación de la actividad a partir de la tasa de dosis a diferentes distancias.

Los equipos utilizados para estas medidas fueron los siguientes:

- Analizador de espectros portátil: EXPLORANIUM GR130 y GR135, dotado de un detector centelleo de INa(Tl) (Figura 1).
- Radiómetros de bajo rango: FAG FH40F2



Figura 1 Equipo EXPLORANIUM

En la figura 2 se representa un espectro típico en el que se identifica el Co-58 y el Co-60. Asimismo en la figura 3 se identifica el W-181, el Co-57, el Co-58 y el Co-60.

En el Hospital de la Princesa se analizaron en detalle 24 piezas y se obtuvieron 34 espectros, 2 de ellos de



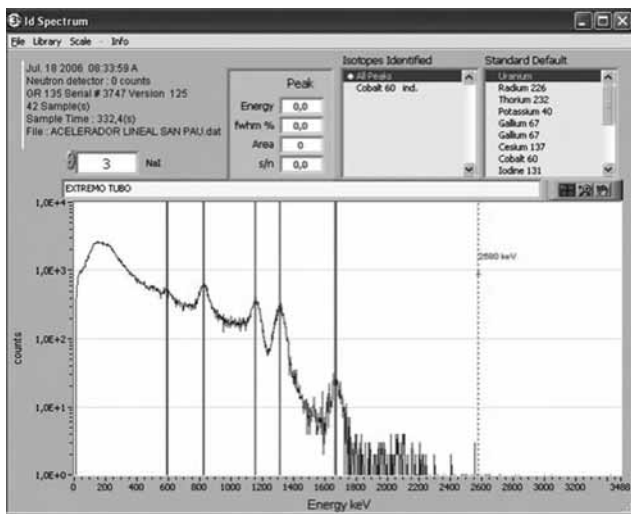


Figura 2

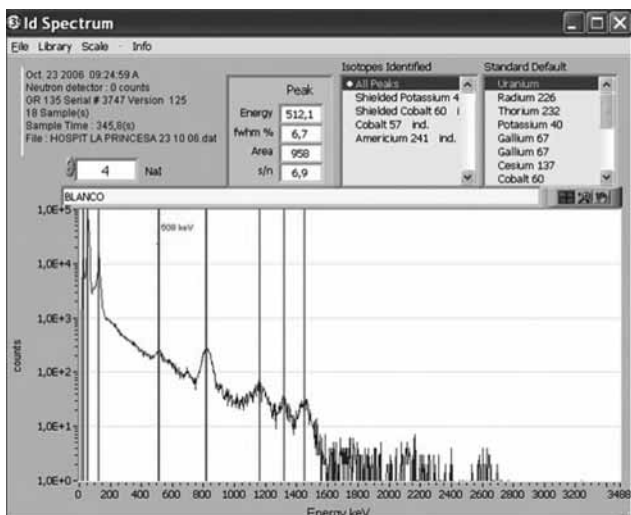


Figura 3

fondo y 3 de calibración y se realizaron medidas de tasa de dosis a varias distancias sobre las piezas siguientes:

- Blanco
- Cono ecualizador de fotones 25 MV.
- Bobina de barrido de cuadrípulo.
- Mandíbulas del colimador.
- Parte final del tubo de aceleración.

Asimismo se realizaron diez medidas en contacto en 9 piezas y dos tandas de medidas de fondo. También se realizaron medidas, con el equipo EXPLORANIUM en modo survey, sobre las piezas que presentaban tasas de dosis del orden del fondo, para determinar si tenían zonas con valores más altos que hicieran inviable su desclasificación. En algún caso se desmontó una pieza pequeña, desclasificándose el resto de la pieza. También se revisó

el circuito de refrigeración presentando valores máximos del orden del fondo, por lo que se desclasificó. En total se consideraron aptas para su gestión como chatarra la mayor parte de las piezas del cabezal y en concreto se desclasificaron el cañón de electrones, el porta conos, dos de las cuatro mandíbulas del colimador, una pieza de la estructura y todos los plomos.

En el Hospital Sant Pau se analizaron en detalle 41 piezas y se obtuvieron 38 espectros, 3 de ellos de fondo y uno de calibración, repitiéndose asimismo 3 espectros. Sobre todas las piezas revisadas se realizaron medidas de tasa de dosis en contacto y medidas a varias distancias sobre las piezas siguientes:

- Blanco
- Pieza próxima a la cámara de desviación
- Filtro difusor de 6MV
- Cono 18 MV
- Otras piezas

Asimismo se realizaron diez medidas en contacto en 7 de las 13 piezas próximas a la cámara de desviación y tres tandas de medidas de fondo. Adicionalmente se recogió para su análisis en el laboratorio el filtro de 4 MV y una pequeña pieza de plomo, por presentar picos no identificables fácilmente "in-situ".

### RESULTADOS OBTENIDOS

De los resultados obtenidos se deduce que los diferentes isótopos del cobalto son los que tienen mayor presencia y a su vez son los que hacen necesaria la gestión de las piezas como residuos radiactivos.

En la *tabla 3* se muestran los rangos de valores obtenidos y el tiempo de espera para la desclasificación de algunos de los radionúclidos identificados. Como se puede observar sólo en el caso del Sb-124 y el Ta-182, cuando no se encuentran con radionúclidos de vidas más largas, pueden retenerse hasta su decaimiento. Por este motivo las piezas de plomo del Hospital Sant Pau, que sólo

Tabla 3: Resumen de los Datos Radiológicos

ISÓTOPO	Bq/g (MÁX)	Bq/g (MÍN)	TIEMPO MÁX (años)	TIEMPO MÍN (años)
Co-60	73,8	0,4	32,7	4,4
Co-57	643,1	0,6	4,5	0,1
Co-58	48,2	0,6	1,1	0,2
Mn-54	455,4	1,3	10,6	1
Sb-124	43,9	1,1	0,9	-
Ta-182	11	4,9	0,7	-
W-181	40001,5	1,2	1,8	-



contenían Sb-124, han podido ser desclasificadas con un tiempo de espera del orden de 1 año.

Los residuos radiactivos generados finalmente han sido:

- Cinco bolsas de ENRESA con piezas metálicas no compactables, con un volumen estimado de 25 litros cada una y con una actividad total de 60,3 MBq.
- Una serie de piezas metálicas sueltas (12 en total) no compactables con un peso total de 292 kg y 17,4 MBq de actividad total.

## CONCLUSIONES

- Se detecta la activación de diversos componentes de los aceleradores lineales identificándose los radionúclidos indicados en la bibliografía.
- La mayoría de los isótopos son de vida corta y no se detectan transcurrido al menos 15 días desde la parada del equipo.
- El único isótopo relevante que hace que los materiales se deban gestionar es el Co-60 que se presenta con actividades superiores a los valores de desclasificación y que no decae en un tiempo apropiado para su almacenamiento. Asimismo otros isótopos, como el W-181, por su concentración elevada en algunas piezas, hacen que también deban gestionarse como residuos radiactivos.
- Las piezas activadas con Sb-124 pueden evacuarse de manera convencional transcurrido un año o un año y medio aproximadamente desde la parada del equipo.

- Las piezas que se clasifiquen inicialmente con valores de tasa de dosis inferiores o del orden de 1 microSv/h no deben plantear problemas en su evacuación convencional.
- Aunque el número de piezas activadas que no pueden gestionarse de manera convencional es pequeño, deben extremarse las precauciones en estos desmantelamientos ya que la liberación inmediata de algunas piezas pueden provocar alarmas en el sistema de vigilancia radiológica de los materiales metálicos en la industria del metal establecido en España.

## REFERENCIAS

1. *Evaluation of the Radiological and Economic consequences of Decommissioning Particle Accelerators*, EUR 19151. UE (Marzo 1999)
2. *Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas*. Real Decreto 1836/1999, de 3 de Diciembre.
3. *Transferencia de Material Radiactivo que se detecte en la chatarra o en su procesado a ENRESA*. Resolución de la Dirección General de la Energía de 18 de febrero de 2000.
4. "Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption" Radiation Protection no 122. UE-2001.

## AGRADECIMIENTOS

Los autores de este trabajo agradecen la colaboración de los técnicos de las instalaciones, donde se han realizado los desmontajes, y de la empresa encargada del desmontaje en el desarrollo del mismo.



**ST2**

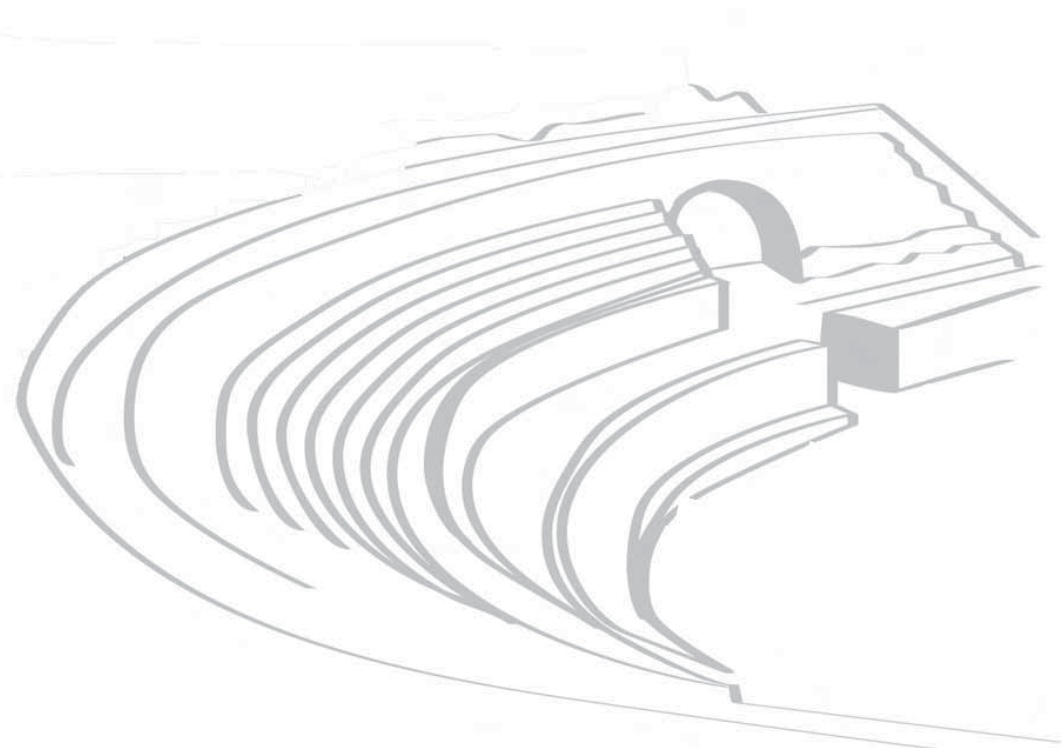
**SESIÓN TÉCNICA**

# **EFFECTOS BIOLÓGICOS**

**Miércoles 19 de septiembre de 2007**

**11:45 - 12:45**

**Coordinadora: Almudena Real (CIEMAT)**



# ESTUDIO DE POTENCIALES AGENTES QUELANTES PARA LA DECORPORACIÓN DE URANIO TRAS CONTAMINACIÓN INTERNA

D. Cebrián, A. Tapia, A. Real y M.A. Morcillo

Grupo de Radiobiología. Unidad de Dosimetría de Radiaciones Ionizantes. Departamento de Medio Ambiente. CIEMAT. Madrid

## RESUMEN

Los procedimientos para el tratamiento de personas contaminadas internamente con radionucleidos tienen como finalidad reducir las dosis absorbidas de radiación y, por tanto, el riesgo de futuros efectos perjudiciales para la salud. El tratamiento de elección en el caso de que se sospeche una contaminación por uranio es la administración de bicarbonato sódico; no obstante, su eficacia ha sido discutida por varios autores. En el presente trabajo se muestran los resultados obtenidos tras implementar un ensayo *in vitro* para comprobar la capacidad de quelación del ion uranilo de diferentes sustancias (citrato sódico, bicarbonato sódico, ácido fítico, etidronato y DTPA). Con el fin de comprobar la potencial capacidad quelante *in vivo* tanto del ácido fítico como del etidronato (los agentes con mayor afinidad "*in vitro*" por el uranio, ambas sustancias fueron administrados, a diferentes tiempos, a animales de experimentación (ratas Sprague-Dawley) previamente expuestos al uranio. Los resultados muestran que el etidronato acelera significativamente la excreción urinaria del uranio del organismo. Los resultados preliminares obtenidos hasta el momento con ácido fítico no han mostrado una gran capacidad de este compuesto para quelar uranio.

## INTRODUCCIÓN

Después de una contaminación interna con uranio, ya sea por inhalación, ingestión o a través de heridas en la piel, el radionucleido pasa a la circulación sanguínea desde donde se distribuye por diferentes tejidos y órganos, depositándose preferentemente en riñón y hueso, y eliminándose mayoritariamente a través de la orina. Los efectos producidos dependerán de la dosis, la forma química en que se encuentre el uranio y la ruta de incorporación, así como del tiempo de exposición. Actualmente, el único tratamiento disponible en humanos aplicable tras una contaminación interna con uranio<sup>1</sup>, consiste en una infusión intravenosa lenta de bicarbonato sódico 1,4%, si bien su eficacia ha sido discutida por varios

autores<sup>2,3</sup>. Por esta razón es necesario investigar nuevos tratamientos más específicos que permitan incrementar la excreción del radionucleido.

Actualmente se investiga en la utilización de agentes quelantes, habiéndose obtenido los resultados más prometedores en animales de experimentación con etidronato (EHBP), un bisfosfonato que disminuye la cantidad de uranio acumulado en el riñón y aumenta la excreción urinaria del radionucleido<sup>4,6</sup>. No obstante, aún son necesarios más estudios para valorar como la dosis y vía de administración influyen en su efecto quelante<sup>6</sup>.

En el presente trabajo se evaluó "*in vitro*" la capacidad quelante por el uranio de diferentes sustancias (EHBP, bicarbonato sódico, DTPA, ácido fítico y ácido cítrico). Aquellas que mostraron una mayor afinidad por el uranio fueron, posteriormente, empleadas para evaluar su capacidad *in vivo* de acelerar la excreción urinaria del radionucleido.

## MATERIAL Y MÉTODOS

### Estudio "*in vitro*" de potenciales agentes quelantes de uranio

El estudio de la capacidad de unión de diferentes agentes quelantes por el uranio (EHBP, bicarbonato sódico, DTPA, ácido fítico y ácido cítrico) se realizó empleando el test "*in vitro*" desarrollado por Braun y colaboradores<sup>7</sup>. Este método se basa en la capacidad de un potencial agente quelante para desplazar el uranio del complejo que éste forma en solución con un ligando de referencia. Casi todas las sustancias empleadas ya han sido probadas en otros estudios, excepto el ácido fítico. Éste es un componente habitual de la dieta presente principalmente en cereales, y con una capacidad contrastada de unir iones metálicos tales como el zinc, hierro, magnesio, etc.<sup>8</sup>.

Los siguientes reactivos se añadieron en este orden: 1ml de cromotropo 2R 0,6 mM a pH 7; 3 ml de tampón HEPES 4,4 mM; 1 ml de nitrato de uranilo 0,4 mM. Se mezclaron y se dejó reposar la solución 15 minutos a temperatura ambiente protegida de la luz. Después se



añadió a cada tubo 1 ml de la solución de cada uno de los quelantes, en un rango de concentraciones entre  $2$  y  $10^{-4}$  mM. La mezcla se dejó reposar 30 minutos a temperatura ambiente protegida de la luz, y se midió la absorción a 580 nm en el espectrofotómetro. El cromóforo unido al uranio presenta un máximo de absorción a 580 nm, disminuyendo en el caso de que la sustancia ensayada muestre mayor afinidad por el radionucleido.

### Estudio "in vivo" de la capacidad de etidronato y ácido fítico para decorporar uranio

Todos los experimentos se realizaron con ratas macho *Sprague Dawley* CD de 7 semanas de edad (peso de 125-150 g) (Laboratorios Charles River). Los animales se mantuvieron hasta su uso en el estabulario del CIEMAT a 22°C de temperatura y 50% de humedad, con fotoperiodos de luz-oscuridad de 12 horas, agua y pienso *Sanderemus (Sanders®) ad libitum*. Las ratas se alojaron en jaulas metabólicas individuales desde su llegada, dejando un periodo de aclimatación de 4 días antes de su manipulación, durante el cual se hizo un control diario del peso y la ingestión de agua y comida.

La manipulación de las ratas se llevó a cabo de acuerdo a las normas establecidas en el Convenio Europeo (Estrasburgo, 18-3-1986) y en el Real Decreto 1201/2005, de 10 de octubre, sobre protección de animales vertebrados utilizados con fines experimentales y otros fines científicos. Como grupo control se utilizaron 13 animales, a los cuales se les inyectó una dosis de  $0,28 \mu\text{mol/Kg}$  de U-233 de una solución de citrato de uranilo en la vena coccígea. Los animales control se sacrificaron a 1, 2 o 4 días de la administración del uranio (5 animales en los dos primeros tiempos y 3 en el último grupo). A los animales tratados con los potenciales agentes decorporantes de uranio, se les inyectó la solución de citrato de uranilo, y a continuación se les administró la sustancia quelante, dependiendo la dosificación del grupo de estudio (5 animales/grupo): (i)  $115 \mu\text{mol/kg}$  de peso corporal de fitato dipotásico por vía intraperitoneal (i.p.) en una única inyección a 5 o 30 minutos tras la administración del uranio; (ii)  $40 \mu\text{mol/Kg}$  de peso corporal de la solución de etidronato disódico en una inyección i.p. única a 30 minutos, 3 días o 6 días tras la administración del uranio.

Los animales fueron sacrificados por inhalación de gas halotano (4% en oxígeno) 1 día después de la administración del agente quelante. Tras su sacrificio, se obtuvieron muestras de riñón, hígado, bazo, fémur, orina y heces en las que se determinó la actividad de uranio por espectrometría de centelleo líquido. Los resultados

se expresan como el porcentaje de actividad respecto de la actividad de uranio inyectada.

Tanto para el análisis estadístico de los datos como para su representación gráfica se empleó el programa informático *GraphPad Prism v 5.0*.

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

### Estudio "in vitro" de potenciales sustancias quelantes de uranio

El ácido cítrico, el ácido fítico y el etidronato (EHBP), a una concentración de aproximadamente  $0,05$  mM desplazaron todo el uranio del complejo uranio-cromóforo como se desprende del valor de absorbancia a 580 nm medido a esa concentración (*Figura 1*), mientras que la concentración necesaria de DTPA (sustancia de elección para el tratamiento de la contaminación interna de transuránidos) fue de aproximadamente  $1$  mM. En el rango de concentraciones utilizado, el bicarbonato no desplazó todo el uranio del complejo con el cromóforo (*Figura 1*). El máximo de la curva se corresponde con la absorción a 580 nm del complejo ión uranilo-cromotropo 2R. El mínimo se corresponde con la absorción a 580 nm del cromotropo 2R completamente libre.

El análisis cuantitativo de las curvas de unión competitiva permitió estimar la concentración de agente quelante necesaria para desplazar el uranio de la mitad de los complejos formados entre el ión uranilo y el cromóforo. La capacidad para quelar uranio "in vitro" del ácido fítico resultó ser 2,0; 2,6 y 16,0 veces mayor que la del etidronato, ácido cítrico y DTPA, respectivamente.

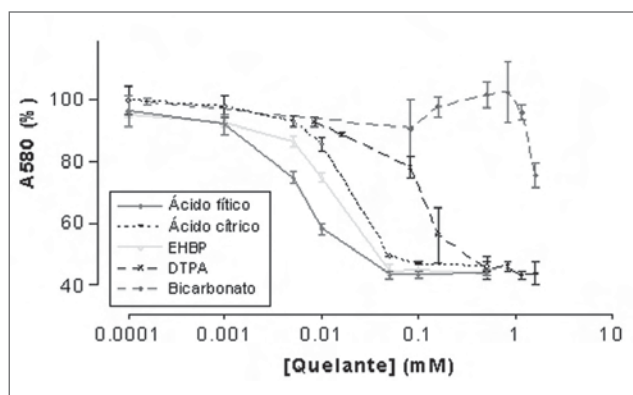


Figura 1. Variación de la absorción del cromóforo a 580 nm frente a la concentración de agente quelante. En el eje de Y se representa el porcentaje del valor de absorbancia a 580 nm respecto del valor máximo de esa absorbancia que se da cuando no hay sustancia quelante en la solución

Estos resultados sugieren que el ácido fítico podría ser un potencial agente quelante de uranio *"in vivo"*, aunque es necesario confirmar esa capacidad en animales de experimentación, así como la posible toxicidad que pudiera presentar.

Los resultados obtenidos *"in vitro"* confirmaban la capacidad quelante del etidronato ya descrita por otros autores<sup>4,6,9-11</sup>, y resaltaban la aún mayor afinidad del ácido fítico por el uranio, lo que llevó a realizar estudios sobre la afinidad de ambas sustancias para unir uranio *"in vivo"*, en animales de experimentación.

### Estudio *"in vivo"* de la eficacia de potenciales sustancias en la decorporación de uranio

Los resultados obtenidos en los grupos tratados con EHBP 30 minutos después de la administración del uranio, mostraron la capacidad de esa sustancia para potenciar la excreción urinaria del radionucleido, si bien, cuando el etidronato se administró 3 o 6 días después, no se observó ningún efecto. Como se observa en la *figura 2*, la administración de EHBP 30 minutos después del uranio, disminuyó significativamente la cantidad de éste en los riñones e incrementó su aclaramiento renal.

El valor del cociente: uranio en riñón/uranio en riñón mas orina (R/R+O) nos permite evaluar la capacidad que tiene una sustancia de incrementar la excreción urinaria del radionucleido, así, una sustancia tendrá una mayor capacidad quelante cuanto menor sea el valor de este cociente.

El uranio, una vez que alcanza la circulación sistémica, se distribuye por el organismo de forma muy rápida. Por tanto, la capacidad del etidronato para acomplejar el uranio queda limitada a cuando la mayor parte de éste permanece en circulación, perdiendo su eficacia cuando el radionucleido se encuentra ya unido a ligandos en las células de sus órganos o tejidos diana<sup>9</sup>.

En lo que se refiere al ácido fítico, los resultados muestran un cambio en la distribución del uranio en los animales inyectados con esta sustancia (*Figura 3*). Dicho cambio consiste principalmente en el mayor depósito del radionucleido observado en el hígado y en bazo respecto a lo que ocurre en animales tratados sólo con uranio. La unión del ión uranilo al fitato en la sangre de los animales tratados podría resultar en la formación de un coloide, de forma análoga a lo descrito para otros elementos químicos como el plutonio, un elemento que pertenece a la misma familia que el uranio, los actínidos<sup>9</sup>. Un eventual coloide de fitato de uranilo poco soluble en agua podría ser captado por los macrófagos del sistema reticulo-endotelial en teji-

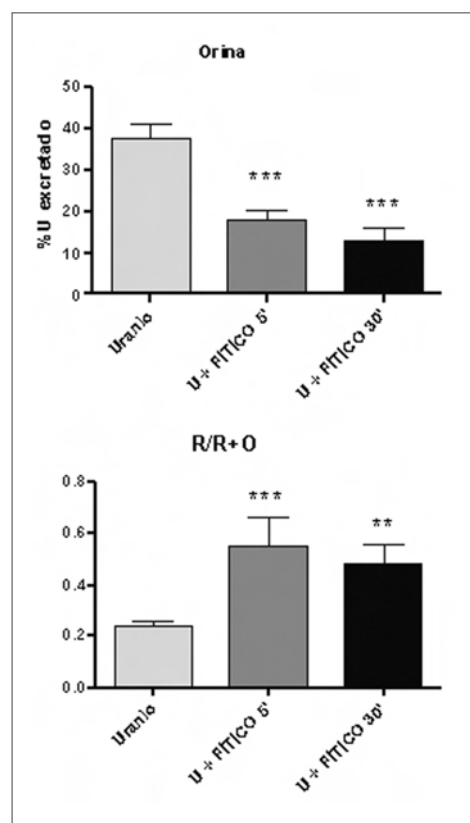
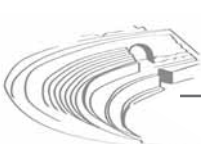


Figura 2. Efectos del tratamiento con EHBP en la acumulación del uranio en riñón y su aclaramiento renal.

dos como el hígado o el bazo, lo cual podría explicar el aumento observado en los niveles de uranio en estos órganos. Sin embargo, no se observaron cambios significativos en la acumulación de uranio en el riñón ni en el hueso, y, por el contrario, se detectó menos actividad en la orina, resultando en una disminución del aclaramiento renal del uranio y, consecuentemente, un mayor tiempo de residencia del mismo en el organismo. Los datos *"in vivo"* sugieren que el tratamiento con ácido fítico no es efectivo para acelerar la excreción urinaria del uranio.

### REFERENCIAS

1. Bhattacharyya, M.H., et al. *"Gastrointestinal absorption of plutonium and uranium in fed and fasted adult baboons and mice: Applications to humans"*. Radiat. Prot. Dosim. 1989, 26: 159-165.
2. Pasquier, M. and Bourguignon, M.C. *"Thérapeutique des contaminations par l'uranium"*. C.R.S.S.A. 76 Travaux



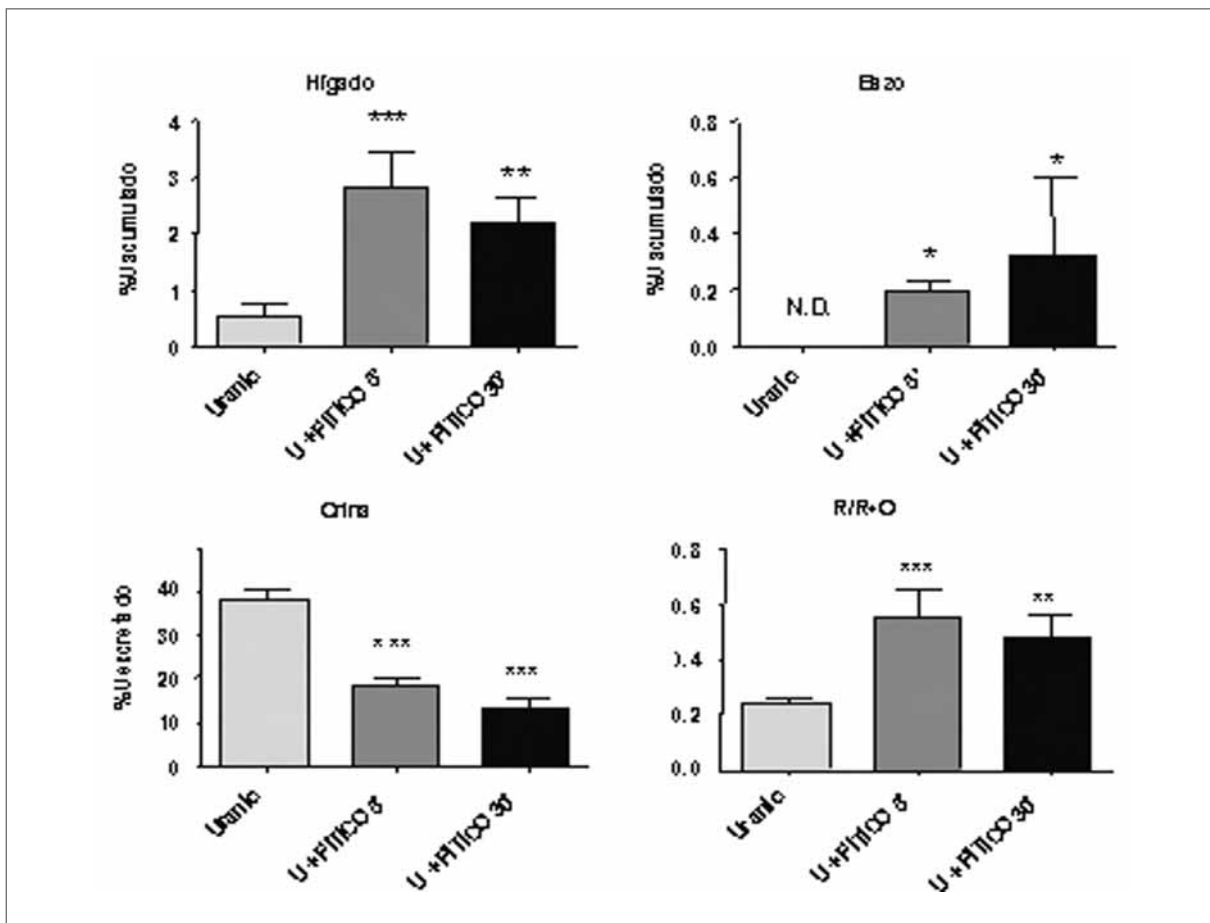


Figura 3: Efectos del tratamiento con ácido fítico en la distribución y excreción del uranio

Scientifiques, 1977, 6 : 149-154.

3. Pasquier, M. et al. "Traitement des contaminations aiguës à l'uranium." Essai de l'acétazolamide. C.R.S.S.A. 76 Travaux Scientifiques, 1979, 1: 148-150.
4. Ubios, A. et al. "Ethane 1-hydroxy-1, 1-diphosphonate (EHDP) counteracts the inhibitory effect of uranyl nitrate on bone formation". Arch. Envir. Health 1990, 45: 374-7.
5. Ubios, A M., et al. "Bone growth is impaired by uranium intoxication". Acta. Odontol. Latinoam. 1994, 8(2): 3-8.
6. Fukuda, S., et al. "Toxicity of uranium and the removal effects of CBMIDA and EHBP in simulated wounds of rats." Health Phys. 2005. 89(1): 81-8.
7. Braun, O., et al. "Development of an In Vitro Test for Screening of Chelators of U". Analysis. 1999, 27: 65-68.
8. Grases, F., et al. "Study of the absorption of myo-inositol hexakisphosphate (InsP6) through the skin". Biol. Pharm. Bull. 2005, 28(4): 764-7.
9. Henge-Napoli, M. H., et al. "Efficacy of ethane-1-hydroxy-1,1-bisphosphonate (EHBP) for the decorporation of uranium after intramuscular contamination in rats". Int. J. Radiat. Biol. 1999, 75(11): 1473-7.
10. Martinez, A.B., et al. "Orally administered ethane-1-hydroxy-1,1-biphosphonate reduces the lethal effect of oral uranium poisoning". Health Phys. 2000, 78(6): 668-71.
11. Martinez, A.B., et al. "Renal function in mice poisoned with oral uranium and treated with ethane-1-hydroxy-1,1-bisphosphonate". Health Phys. 2003, 85(3): 343-7.
12. Fouillit, M., et al. "Comparative tissue uptake and cellular deposition of three different plutonium chemical forms in rats". Int. J. Radiat. Biol. 2004, 80(9): 683-9.



# DISMINUCIÓN DEL DAÑO GENÉTICO INDUCIDO POR LA RADIOTERAPIA EN LINFOCITOS DE PACIENTES CON CÁNCER DE CABEZA Y CUELLO QUE RECIBIERON AMIFOSTINA CONCOMITANTE

M. Xunclà<sup>1</sup>, J.F. Barquinero<sup>1</sup>, M.R. Caballín<sup>1</sup>, J. Craven-Bartle<sup>2</sup>, M. Ribas<sup>3</sup>, J.M. de Vega<sup>2</sup>, L. Barrios<sup>4,\*</sup>

<sup>1</sup> Unitat d'Antropologia, Dpt Biologia Animal, Biologia Vegetal i Ecologia. Facultat de Biociències, Universitat Autònoma de Barcelona. <sup>2</sup>Servicio de Oncología Radioterápica, Hospital Sant Pau de Barcelona. <sup>3</sup>Servicio de Radiofísica y Radioprotección, Hospital Sant Pau de Barcelona. <sup>4</sup> Unitat de Biologia Cel·lular, Fac. Biociències, Universitat Autònoma de Barcelona

## INTRODUCCIÓN

La amifostina (AF) es un tioril que se utiliza durante el tratamiento de determinados tipos de cáncer para reducir algunos de los efectos secundarios de la radio y/o quimioterapia. Por ejemplo en cánceres de cabeza y cuello la AF reduce la mucositis, la disfagia y la xerostomía<sup>1,2</sup>, lo que conlleva una mejora notable en la nutrición, la dieta y el sueño. La AF (WR-2721) necesita fosforilarse para ser activa (WR-1065). Dado que el enzima encargado de ello, la fosfatasa alcalina, es más abundante en tejidos sanos que en tumorales, la AF puede proteger selectivamente tejidos sanos. Por otro lado, las radiaciones ionizantes, directa o indirectamente vía radicales libres, inducen daños en el DNA que pueden convertirse en aberraciones cromosómicas. Algunas de estas, como los cromosomas dicéntricos y las translocaciones, muestran una clara relación con la dosis y por ello se usan para cuantificar efecto de una exposición<sup>3</sup>, incluyendo estudios del efecto de la radioterapia<sup>4-9</sup>. Dado que una de las propiedades de la AF es la capacidad de secuestrar los radicales libres y por tanto evitar que interactúen con el DNA, el ánimo del estudio presente fue determinar el efecto radioprotector de la AF en pacientes sometidos a radioterapia, analizando la frecuencia de aberraciones cromosómicas en linfocitos de sangre periférica. Asimismo se ha evaluado la persistencia de dicéntricos y translocaciones al año del tratamiento.

## MATERIAL Y MÉTODOS

En la *tabla 1* se puede ver el tratamiento recibido por los 16 pacientes afectados de cáncer de cabeza y cuello del presente estudio. Se han obtenido muestras de sangre periférica tras la 1ª, 22ª y última sesión de radioterapia, así como 1, 4 y 12 meses después. Se han obtenido preparaciones cromosómicas tras cultivar linfocitos de sangre periférica durante 48h. Se ha aplicado la técnica FPG para analizar la frecuencia de dicéntricos más

anillos (dic+r), y la técnica de hibridación in situ fluorescente (FISH) con sondas de los cromosomas 1, 4 y 11 conjuntamente con una sonda pancentromérica para el análisis de translocaciones y de anomalías complejas.

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

El tratamiento de tumores de cabeza y cuello con radioterapia implica una exposición fraccionada y parcial del organismo, es decir una exposición no homogénea. Los modelos matemáticos de estimación de la dosis recibida a partir de la frecuencia de anomalías cromosómicas, se basan en exposiciones agudas y totales pero permiten correcciones cuando la irradiación es parcial, o cuando no es aguda<sup>3</sup>. Sin embargo no existe ningún modelo para irradiaciones fraccionadas y parciales, por lo que hemos utilizado frecuencias totales. La frecuencia basal (x1000) de dic+r fue de  $2.05 \pm 0.36$ , similar a la de la población sana. En la *tabla 2* se pueden observar las células analizadas, y el número y frecuencia de dic+r obtenidos en cada muestreo. En todos los muestreos la frecuencia de dic+r fue inferior en los pacientes AF+ que en los AF- ( $p < 0.05$ , Wilcoxon two-tailed), pero para cada muestreo concreto las diferencias entre los dos grupos de pacientes no fueron significativas. Nuestro estudio es el único que ha analizado el efecto protector de la AF ante el daño en el DNA inducido por la radioterapia.

En un estudio *in vitro*, se describió una disminución exponencial de la frecuencia de dicéntricos inducidos por 3.1 Gy de rayos-X a medida que la concentración de WR-1065 aumentaba de 1 a 12 mM. La máxima protección (85%) se alcanzó a la concentración de WR-1065 de 8 mM, claramente superior a la presente en plasma (47  $\mu$ M) de pacientes tratados con 200 mg/m<sup>2</sup>, como lo del presente estudio<sup>10</sup>.

En nuestro estudio, en ambos grupos de pacientes las mayores frecuencias de dic+r se observaron 1 mes post-tratamiento. Resultados similares se han observado en un estudio de seguimiento en 7 de 11 pacientes tratados



Tabla 1. Pacientes y tratamiento

Pac.	Sexo	AF	Tumor	TN	Radioterapia					
					Básica				Refuerzo	
					T y N, 2 lat. (cm)	Dosis (Gy)	1 ant. sobre SCF (cm)	Dosis (Gy)	Solo T (cm)	Dosis (Gy)
1	M	Si	Parótida	T4N0	14 x 14	50			10 x 6	14
2	F	Si	Supraglotis	T2N0	11.5 x 9.5	50			7.5 x 5	18
3	M	No	Orofaringe	T1N1	14.5 x 12	50			6 x 6	18
4	F	No	Orofaringe	T4N0	10 x 8	47			10 x 8	23
5	M	No	Supraglotis	T1N0	12 x 10	50			7 x 6.5	20
6	F	Si	Nasofaringe	T1N0	12.5 x 11.5	50	22 x 8	50	9 x 8	20
7	M	No	Supraglotis	T1N0	11 x 10.5	50			7 x 7	20
8	M	Si	Lengua	T2N0	11.5 x 8.5	50	8.5 x 6	50		
9	M	No	Hipofaringe	T1N1	13.5 x 10	50			10 x 10	20
10	F	Si	Nasofaringe	T1N1	13 x 12.5	50	18.5 x 9	50	6 x 5.5	18.4
11	M	Si	Nasofaringe	T2N1	11 x 10	50	20 x 9	50	9.5 x 8	16.2
12	M	No	Nasofaringe	T2N1	14 x 11.5	50	22 x 10	50	14 x 11.5	20.2
13	M	No	Nasofaringe	T1N1	12 x 12	50	22 x 10	50	11.5 x 9	20.2
14	M	No	Lengua	T3N0	8,5 X 8	50				
15	F	No	Orofaringe	T2N0	11,5 X 9,5	50			6 X 8	20
16	M	No	Lengua	T3N0	7,5 X 7,5	50				

Tabla 2. Células analizadas y frecuencias de dicéntricos más anillos observadas mediante tinción uniforme.

Células analizadas (dic + r) y frecuencias ± error estándar										
22 <sup>ava</sup> Sesión			Fin del tratamiento		1 meses postratamiento		4 meses postratamiento		12 meses postratamiento	
Pac.	Células	F ± SE	Células	F ± SE	Células	F ± SE	Células	F ± SE	Células	F ± SE
AF+										
1	251	0.19±0.03	199	0.21±0.04	296	0.34±0.05	464	0.23±0.03	572	0.20±0.03
2	640	0.17±0.02	505	0.22±0.02	304	0.35±0.04	511	0.23±0.03	705	0.16±0.02
6	340	0.33±0.04	223	0.48±0.05	136	0.85±0.11	213	0.52±0.07	373	0.29±0.04
8	430	0.26±0.03	533	0.21±0.02	381	0.27±0.04	398	0.28±0.04	822	0.13±0.02
10	283	0.38±0.04	152	0.71±0.10	110	1.07±0.18	269	0.42±0.06	381	0.29±0.04
11	251	0.49±0.06	143	0.76±0.10	279	0.39±0.05	235	0.46±0.07	513	0.21±0.03
<b>μ</b>		<b>0.30±0.05</b>		<b>0.43±0.10</b>		<b>0.54±0.14</b>		<b>0.36±0.05</b>		<b>0.21±0.03</b>
AF-										
3	265	0.49±0.06	184	0.61±0.09	187	0.63±0.09	145	0.76±0.11	517	0.23±0.04
4	378	0.29±0.04	196	0.55±0.09	57	0.54±0.11	181	0.61±0.08	-	-
5	262	0.41±0.06	300	0.35±0.04	314	0.35±0.04	367	0.32±0.03	594	0.20±0.03
7	402	0.27±0.03	293	0.38±0.05	221	0.48±0.06	280	0.39±0.06	-	-
9	201	0.53±0.07	124	0.88±0.12	128	0.84±0.12	177	0.68±0.08	243	0.49±0.07
12	98	1.12±0.17	103	1.06±0.19	78	1.31±0.24	100	1.20±0.23	421	0.20±0.03
13	331	0.36±0.04	394	0.29±0.04	228	0.51±0.07	310	0.37±0.05	326	0.38±0.06
14	604	0.20±0.02	468	0.22±0.03	370	0.33±0.04	298	0.37±0.06	783	0.14±0.02
15	293	0.39±0.05	251	0.29±0.05	211	0.53±0.09	284	0.41±0.06	300	0.36±0.06
16	954	0.12±0.01	795	0.14±0.02	770	0.14±0.02	670	0.17±0.02	1018	0.10±0.01
<b>μ</b>		<b>0.42±0.09</b>		<b>0.48±0.09</b>		<b>0.57±0.10</b>		<b>0.53±0.09</b>		<b>0.26±0.05</b>

con radioterapia<sup>9</sup>. Una recirculación tardía de linfocitos retenidos en los ganglios linfáticos podría explicar este hecho. La presencia de ganglios linfáticos en la zona de irradiación parece incrementar la frecuencia de anomalías cromosómicas inducidas por la radioterapia<sup>11</sup>.

Tras la sesión 22, el grupo de pacientes que recibió irradiación en las fosas supraclaviculares (SCF+) mostró frecuencias de dic+r (0.49 ± 0.13) superiores a las del grupo que no fue irradiado en las fosas supraclaviculares (SCF-) (0.30 ± 0.05) aunque las diferencias



no fueron significativas. Las frecuencias menores de dic+r en el grupo AF+ se observaron en los pacientes 1 y 2, los únicos de este grupo que no recibieron irradiación en las SCF. Entre los pacientes SCF+, los AF+ ( $0.37 \pm 0.05$ ) tuvieron frecuencias de dic+r inferiores a los AF- ( $0.74 \pm 0.38$ ) aunque las diferencias no fueron significativas probablemente por el bajo número de pacientes. Lo mismo se observó entre los pacientes SCF-,  $0.18 \pm 0.01$  en el grupo AF+ y  $0.34 \pm 0.05$  en los AF- aunque las diferencias tampoco fueron significativas.

El análisis mediante FISH mostró que las frecuencias de alteraciones complejas, es decir aquellas que necesitan para su formación 3 o más roturas en 2 o más cromosomas, fueron muy similares entre los grupos AF+ y AF-, y además no se observó influencia de la irradiación de las SCF.

Las frecuencias más elevadas de alteraciones cromosómicas se observaron al mes postratamiento, por lo que el estudio de la persistencia se ha realizado entre 1 y 12 meses postratamiento (ver tabla 3 para AST y ASD).

En relación al mes postratamiento, a los 12 meses postratamiento, quedaban un 47% de las translocaciones aparentemente simples (AST), un 44% del total de translocaciones ( $t_i$  simples más complejas), un 45.2% de los dicéntricos aparentemente simples (ASD) y un 39.4% del total de dicéntricos ( $dic_i$ ). La persistencia de dicéntricos más anillos en el estudio con tinción uniforme fue muy

similar (42.9%). No hemos observado diferencias entre la persistencia de translocaciones y dicéntricos, lo que parece estar en contradicción con la mayor estabilidad atribuida a las células con translocaciones. Aunque en casos de exposiciones totales a dosis inferiores a 2 Gy la frecuencia de translocaciones se mantiene relativamente constante con el tiempo postirradiación, a dosis superiores se ha descrito que la frecuencia declina. Además, para exposiciones parciales se espera que la frecuencia de translocaciones disminuya puesto que su distribución no es independiente de la dicéntricos<sup>12</sup>. Para todas las anomalías cromosómicas consideradas, se ha observado una correlación negativa significativa entre la frecuencia observada al mes postratamiento y el porcentaje de esa frecuencia que permanecía al año postratamiento ( $p < 0.01$  para  $t_i$  y dic+r,  $p < 0.02$  para AST y  $dic_i$  y  $p < 0.05$  para ASD; Pearson linear correlation test). Este resultado indica que en casos de exposiciones no homogéneas, cuanto mayor es la frecuencia inicial, menor es el porcentaje que queda, lo que se ajusta a las predicciones sobre irradiaciones parciales<sup>13</sup> y a la mayor dificultad de estimar de forma fiable la dosis inicial recibida por víctimas del accidente de Chernobil 10 a 13 años después del mismo, cuando habían estado expuestos a dosis superiores a 3 Gy<sup>14</sup>.

Tabla 3. Persistencia postirradiación de dicéntricos y translocaciones aparentemente simples.

Pac.	1 mes post - tratamiento			1 año post - tratamiento		
	Cél	ASD	AST	Cél	ASD	AST
<b>AF+</b>						
1	300	78	29	313	33	13
2	1066	254	105	310	68	19
6	273	113	19	305	76	37
8	301	61	28	305	25	14
10	153	134	39	304	73	19
11	190	102	41	308	36	26
$\mu \pm SE$		$0.10 \pm 0.02$	$0.14 \pm 0.04$		$0.04 \pm 0.01$	$0.07 \pm 0.01$
<b>AF-</b>						
3	153	109	38	319	53	25
5	300	84	27	316	56	27
7	228	107	21	.-**	-	-
9	152	149	33	161	102	14
12	156	169	30	303	81	23
13	218	101	30	300	67	11
14	302	105	23	304	27	13
15	211	80	25	303	65	19
16	300	22	13	303	25	12
$\mu \pm SE$		$0.11 \pm 0.02$	$0.14 \pm 0.03$		$0.05 \pm 0.01$	$0.06 \pm 0.01$

## REFERENCIAS

1. Wasserman T et al. Influence of intravenous amifostine on xerostomia, tumor control, and survival after radiotherapy for head-and-neck cancer: 2-year follow-up of a prospective, randomized, phase III trial. International Journal of Radiation Oncology Biology Physics 2005. 63: 985-990.
2. Anne PR et al. A Phase II trial of subcutaneous amifostine and radiation therapy in patients with head-and-neck cancer. International Journal of Radiation Oncology Biology Physics 2007. 67: 445-452.
3. Bauchinger M et al. 2001. Cytogenetic analysis for radiation dose assessment. A manual. IAEA Technical Reports Series n° 405,
4. Barrios L et al. Cytogenetic effects of radiotherapy: frequency and types of chromosome aberrations. International Journal of Radiation Oncology Biology Physics 1990. 19: 371-375.
5. Gebhart E et al. Use of a three-color chromosome in situ suppression technique for the detection of past radiation exposure. Radiation Research 1996. 145: 47-52.
6. Huber R et al. Follow-up analysis of translocation and dicentric frequencies, measured by FISH-chromosome painting in breast cancer patients after partial-body radiotherapy with little bone marrow exposure. Mutation Research 1999. 446: 103-109.
7. Tawn EJ and Whitehouse CA. 2003. Persistence of translocation frequencies in blood lymphocytes following radiother-



- apy: implications for retrospective radiation biodosimetry. *Journal of Radiological Protection* 23: 423-430.
8. De Ruyk K et al. *Biologic dosimetry of <sup>188</sup>Re-HDD/Lipiodol versus <sup>131</sup>I-Lipiodol therapy in patients with hepatocellular carcinoma*. *Journal of Nuclear Medicine* 2004. 45: 612-618.
  9. Muller I et al. *Time-course of radiation-induced chromosomal aberrations in tumor patients after radiotherapy*. *International Journal of Radiation Oncology Biology Physics* 2005. 63: 1214-1220.
  10. Littlefield LG et al. *Concentration-dependent protection against X-ray induced chromosome aberrations in human lymphocytes by the aminothiols WR-1065*. *Radiation Research* 1993. 133: 88-93.
  11. d'Alesio V et al. *Lymph nodes in the irradiated field influence the yield of radiation-induced chromosomal aberrations in lymphocytes from breast cancer patients*. *International Journal of Radiation Oncology Biology Physics* 2003. 57: 732-738.
  12. Guerrero-Carbajal YC et al. *The persistence of FISH translocations for retrospective biological dosimetry after stimulated whole or partial body irradiation*. *Radiation Protection Dosimetry* 1998. 76: 159-168.
  13. Duran A et al. *Suitability of FISH painting techniques for the detection of partial-body irradiations for biological dosimetry*. *Radiation Research* 2002. 157: 461-468.
  14. Seván'kaev AV et al. *A cytogenetic follow-up of some highly irradiated victims of the Chernobyl accident*. *Radiation Protection Dosimetry* 2005. 113: 152-161.

#### AGRADECIMIENTOS

Ministerio de Sanidad y Consumo (PI030480). Los investigadores forman parte de una red de la Generalitat de Catalunya (2005, SGR 00164).



## ANÁLISIS DE LAS ALTERACIONES CROMOSÓMICAS INDUCIDAS POR RAYOS X DE DIFERENTES ENERGÍAS MEDIANTE TÉCNICAS DE FISH

L. Benkhaled<sup>1\*</sup>, M. Mestres<sup>1</sup>, L. Barrios<sup>2</sup>, M.R. Caballín<sup>1</sup>, M. Ribas<sup>3</sup> y J.F. Barquinero<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Unitat d'Antropologia Biològica. Departament de Biologia Animal, Biologia Vegetal i Ecologia. <sup>2</sup>Unitat de Biologia Cel·lular. Departament de Biologia Cel·lular, Fisiologia i Immunologia. Universitat Autònoma de Barcelona. <sup>3</sup>Hospital de la Santa Creu i Sant Pau. Servei de Radiofísica i Radioprotecció.

### INTRODUCCIÓN

El análisis de las alteraciones cromosómicas (AC) se utiliza para evaluar el daño genético inducido por las radiaciones ionizantes (RI). El recuento de cromosomas dicéntricos analizados con técnicas de tinción uniforme es el método más aceptado para cuantificar la dosis en casos de exposiciones recientes y agudas<sup>1</sup>. La distribución de dicéntricos por célula, o ratios entre distintos tipos de AC, como la F-ratio entre dicéntricos y anillos, se utilizan como indicadores cualitativos del tipo de radiación a la que se ha estado expuesto. La aplicación de técnicas de *hibridación in situ* fluorescente (FISH) utilizando sondas de cromosomas enteros (*chromosome painting*), conjuntamente con una sonda pancentromérica, ha permitido mejorar la determinación de dosis de exposiciones antiguas o crónicas. Esta técnica permite detectar fácilmente las translocaciones recíprocas que,

a diferencia de los cromosomas dicéntricos, son anomalías mitóticamente estables y su frecuencia permanece relativamente constante con el tiempo post-irradiación<sup>2</sup>.

El análisis de las alteraciones cromosómicas (AC) radio-inducidas mediante la técnica de "pintado" cromosómico, también ha permitido observar que en algunas de las alteraciones tipo intercambio uno o más de los fragmentos cromosómicos parece no estar intercambiado. Este tipo de anomalías, que se denominan alteraciones incompletas, mayoritariamente son en realidad anomalías completas pero con fragmentos intercambiados con un tamaño inferior al límite de detección. Una determinación real de las anomalías incompletas se puede realizar mediante técnicas de FISH utilizando una sonda pantelomérica<sup>3</sup>. Con este tipo de técnica se ha descrito que el valor de la ratio entre anomalías incompletas y completas depende de la LET, siendo menor para radiaciones de baja LET<sup>4, 5, 6</sup>. La técnica de painting tam-

Tabla 1. Resultados citogenéticos obtenidos mediante FISH con sondas pan-centromérica y pan-telomérica.

Multic: multicéntricos, incluye dicéntricos, tricéntricos y tetracéntricos; chr (+,-): cromosoma sin señal telomérica en uno de los extremos; ace (+,+): fragmento acéntrico con las dos señales teloméricas; ace (+,-): fragmento acéntrico sin señal telomérica en uno de los extremos; ace (-,-): fragmento acéntrico sin señal telomérica en los dos extremos.

Energía RX (kV)	Dosis (Gy)	células totales	Multic	chr (+,-)	ace (+,+)	ace (+,-)	ace (-,-)
120	2	534	156	78	191	47	55
	4	294	301	49	345	45	115
	6	100	246	22	292	29	54
80	2	551	225	74	259	56	72
	4	101	132	21	159	17	36
	6	100	263	33	329	29	57
30	2	508	173	41	215	28	62
	4	320	227	81	290	90	133
	6	119	207	58	247	68	80

bién ha permitido diferenciar claramente las anomalías simples (que implican dos roturas en uno o dos cromosomas) y complejas (que implican más de dos roturas en dos o más cromosomas). La ratio entre alteraciones simples y complejas es más elevada en radiaciones de elevada LET que en las de baja LET<sup>7,8</sup>.

A partir de la irradiación de linfocitos con rayos X de distintas energías, en este trabajo se ha evaluado la ratio de las AC incompletas y completas inducidas por los rayos X mediante la técnica de FISH con sondas pan-telomérica y pan-centromérica, y también la ratio entre AC complejas y simples mediante la técnica de mFISH.

## MATERIAL Y MÉTODOS

Se han obtenido muestras de sangre periférica de un donante de 40 años de edad, de sexo masculino y no expuesto a agentes clastogénicos. Las muestras se han irradiado a las dosis de 2, 4 y 6 Gy con rayos X de energías de 30, 80 y 120 kV. La irradiación se realizó en el "Hospital de la Santa Creu i Sant Pau" de Barcelona, siguiendo las recomendaciones de la IAEA<sup>1</sup>. Para evaluar la ratio entre AC incompletas y completas se analizaron muestras irradiadas a las dosis 2, 4 y 6 Gy, y para evaluar la ratio entre AC complejas y simples se analizaron las muestras irradiadas a 2 Gy.

Con la técnica de FISH con sondas pancentroméricas y panteloméricas se han considerado como AC completas los multicéntricos (di-, tri- y tetracéntricos). Como elementos incompletos (EI) se han considerado los cromosomas sin señal telomérica en uno de los extremos [chr (+,-)], y los fragmentos acéntricos sin señal telomérica

Tabla 2. Resultados citogenéticos obtenidos mediante mFISH, tras la irradiación a 2 Gy con rayos X de distintas energías. Cél. Células analizadas; Cn=(2,3,4,5,6 y 7): número de anomalías para las que son necesarias la coexistencia de 2, 3, 4, 5, 6 o 7 roturas.

RX (kV)	Cél.	c2	c3	c4	c5	c6	c7
120	206	119	6	4	1	1	0
80	200	188	7	2	1	2	1
30	188	120	19	7	2	0	0

en un extremo [ace (+,-)]. Las anomalías cromosómicas detectadas mediante mFISH se han descrito utilizando la nomenclatura paint<sup>9</sup>. Posteriormente las anomalías se agruparon en ciclos, cada ciclo indica el número mínimo de roturas que deben de coexistir en el espacio y tiempo para formar la reorganización observada<sup>10</sup>. Por ejemplo, una translocación simple entre dos cromosomas se define como un ciclo de orden 2 (c2) y un intercambio complejo que requiere 3 roturas para su formación se define por un ciclo c3. Un mismo cromosoma puede estar involucrado en más de un ciclo. Por ejemplo, un cromosoma que se rompa por dos extremos y cada extremo interaccione con un cromosoma diferente, formará dos ciclos c2 (c2 + c2).

## RESULTADOS

Mediante la técnica de FISH con sondas pan-telomérica y pan-centromérica se analizó un total de 2878 células, 947 para la energía de 30 kV, 1003 células para la energía de 80 kV y 928 células para la energía de 120 kV. Los resultados citogenéticos obtenidos se muestran en la *tabla 1*, el número total de multicéntricos para la energía de 30kV fue de 173, 227 y 207 a las dosis de 2, 4 y 6 Gy respectivamente. Para la energía de 80 kV fue de 225, 132 y 263 y para la energía de 120kV fue de 156, 301 y 246. Considerando los chr (-,-) como dos chr (+,-), y los dic (+,-) como un chr (+,-), el número total de los EI [chr (+,-) + ace (+,-)] para las energías de 30, 80 y 120 kV fue de 360, 230 y 270 respectivamente. La ratio entre los EI y los multicéntricos para las tres energías fue de 0.59, 0.35 y 0.37 respectivamente.

Con la técnica de mFISH se han analizado un total de 594 metafases. Para rayos X de 30 kV se han analizado 188 metafases, de las cuales 124 presentaban alteraciones cromosómicas. Para 80 kV se han analizado un total de 200 metafases, siendo 152 las metafases alteradas, y para 120 kV se han analizado 206 metafases totales y 125 eran metafases con alteraciones cromosómicas. En la *tabla 2* se muestran para cada energía de rayos X, el número de células analizadas, y el grado de los distintos



ciclos en que se han agrupado las diferentes anomalías. La proporción de anomalías complejas respecto el total de anomalías  $[(C3+C4+C5+C6+C7) / CTOTAL]$  fue 0.19, 0.06 y 0.02 para las energías de 30 kV, 80 kV y 120 kV.

## DISCUSIÓN

El análisis de las alteraciones cromosómicas inducidas por los RI mediante técnicas de FISH, utilizando sonda pancentromérica y pantelomérica permite una detección veraz de las anomalías incompletas, así como de anomalías cromosómicas producidas por una reparación errónea de los fragmentos inducidos, como son los multicéntricos. Los EI representan el daño no reparado, y la ratio entre los EI y los multicéntricos se ha relacionado con la naturaleza del daño inducido por las RI y la capacidad de repararlo<sup>4</sup>. En el presente estudio, para 80 y 120 kV la ratios entre elementos incompletos y multicéntricos fueron de 0.35 y 0.37 respectivamente, similares a la descrita anteriormente para otras radiaciones de baja LET como son los rayos X de 220 kV y los rayos  $\gamma$ , 0.38 en ambos casos<sup>3,6</sup>. La ratio observada para los rayos X de 30 kV fue de 0.59, más cercana a la descrita para las radiaciones de elevada LET<sup>5</sup>, como las partículas  $\alpha$ , 1.00.

Otra ratio que permite evaluar la proporción del daño no reparado respecto al reparado, es la ratio entre el total de los extremos sin señal telomérica [ $chr(+,-) + 2 \times chr(-,-) + dic(+,-) + 2 \times dic(-,-) + ace(+,-) + 2 \times ace(-,-)$ ], que ha sido 916, 560 y 599 para las energías de 30, 80 y 120 kV respectivamente, y el número total de roturas mal reparadas  $2 \times [dic(+,+) + dic(+,-) + dic(-,-) + r + r_{ace}]$  que ha sido de 3096, 3006 y 3358 respectivamente. Los valores de estas ratios son  $\sim 1/3$  para la energía de 30 kV y  $\sim 1/6$  para las energías de 80 y 120 kV. En este caso también la energía de 30 kV mostró una ratio similar a la observada para radiación de elevada LET<sup>5</sup> y las energías de 80 y 120 kV muestran un valor similar al descrito por rayos  $\gamma$ <sup>6</sup>.

Con la técnica de mFISH aunque para las tres energías de rayos X se ha observado un porcentaje similar de metafases alteradas respecto al total de metafases analizadas, debemos destacar que la proporción de las alteraciones complejas aumenta cuando la energía disminuye (0.02, 0.06 y 0.19 para 120, 80 y 30 kV respectivamente), siendo la energía de 30 kV 10 veces más eficiente en producir alteraciones complejas que la de 120 kV y 3 veces más que la de 80 kV. Si bien todos los tipos de radiaciones ionizantes inducen alteraciones complejas, para radiaciones de elevada LET, y a diferencia de las radiaciones de baja LET, la inducción de AC

complejas es constante en relación a la dosis. Además, la ratio entre AC complejas y el total de anomalías es mayor en radiaciones de elevada LET<sup>7,8</sup>.

La mayor inducción de anomalías incompletas y de anomalías complejas por las radiaciones de elevada LET se ha asociado a la mayor complejidad del daño inicial producido, así como a la mayor dificultad de reparar el daño inicial<sup>11, 12, 13</sup>. Los resultados del presente estudio indican que los rayos X de 30 kV inducen más anomalías incompletas y anomalías complejas que los fotones de mayor energía. Estos resultados podrían deberse al distinto patrón de interacción con la materia de los fotones de diferente energía. Mientras que los fotones de elevada energía interaccionan predominantemente mediante el efecto Compton, en los de baja energía predomina el efecto fotoeléctrico. El daño inicial producido por los fotones de baja energía podría ser más difícil de reparar lo que resultaría en un incremento de las anomalías incompletas y anomalías complejas en metafase. Recientemente analizando la cinética de reparación mediante la técnica de electroforesis de campo pulsado, se ha descrito que si bien la cantidad de daño inicial producido por fotones de distintas energías es similar, el daño producido por los rayos X de 30 kV es más difícil de reparar<sup>14</sup>.

## REFERENCIAS

1. International Atomic Energy Agency. *Chromosomal aberrations analysis for dose-assessment*. Technical reports series no 405 (Viena: IAEA). 2001.
2. Edwards, A.A., Lindholm, C., Darroudi, F., Stephan, G., Romm, H., Barquintero, J.F., Barrios, L., Caballín, M.R., Roy, L., Whitehouse, C.A., Tawn, E.J., Moquet, J., Lloyd, D.C., Voisin, P. *Review of translocations detected by FISH for retrospective biological dosimetry applications*. Radiation Protection Dosimetry 2005; 113: 396 – 402.
3. Boei, J.J., Vermeulen, S., Fomina, J., Natarajan, A.T. *Detection of incomplete exchanges and interstitial fragments in X-irradiated human lymphocytes using a telomeric PNA probe*. International Journal of Radiation Biology 1998; 73: 599-603.
4. Deng, W., Morrison, D.P., Gale, K.L., Lucas, J.N. *A comparative study on potential cytogenetic fingerprints for radiation LET in human lymphocytes*. International Journal of Radiation Biology 2000; 76: 1589-1598.
5. Mestres, M., Caballín, M.R., Schmid, E., Stephan, G., Sachs, R. K., Barrios, L., Barquintero, J.F. *Analysis of alpha – particle induced chromosome aberrations in human lymphocytes, using pan-centromeric and pan-telomeric probes*. International Journal of Radiation Biology 2004 ; 80: 737-44.
6. Benkhaled, L., Barrios, L., Mestres, M., Caballín, M.R., Ribas, M., Barquintero, J.F. *Analysis of  $\gamma$ - rays induced*

- chromosome aberrations: A fingerprint evaluated with a combination of pan-centromeric and pan-telomeric probes.* International Journal of Radiation Biology 2006; 82: 896-875.
7. Anderson, R.M, Marsden, S.J, Paice, S.J, Bristow, A.E, Kadhim, M.A, Griffin, C.S, Goodhead, D.T. *Transmissible and non-transmissible complex chromosome aberrations characterized by three-color and mFISH define a biomarker of exposure to high-LET alpha particles.* Radiation Research 2003; 159:40-48.
  8. Barquinero, J.F, Stephan, G., Schmid, E. *Effect of americium-241 alpha-particles on the dose-response of chromosome aberrations in human lymphocytes analysed by fluorescence in situ hybridization.* International Journal of Radiation Biology 2004; 80:155-64.
  9. Tucker J.D., Morgan, W.F, Awa, A.A., Bauchinger, M., Blakey, D., Cornforth, M.N, Littlefield, L.G., Natarajan, A.T, Shasserre. *A proposed system for scoring structural aberrations detected by chromosome painting.* Cytogenetics Cell Genetics 1995; 68: 211-221.
  10. Cornforth, M.N. *Analyzing radiation-induced complex chromosome rearrangements by combinatorial painting.* Radiation Research; 2000 155: 643-659.
  11. Goodhead, D.T., Thacker, J., Cox, R. *Effects of radiations of different qualities on cells: Molecular mechanisms of damage and repair.* International Journal of Radiation Biology 1993; 63: 543-556.
  12. Jenner, T.J., Delara, C.M., O'Neill, P., Stevens, D.L. *Induction and rejoining of DNA double-strand breaks in V79-4.* International Journal of Radiation Biology; 1993; 64: 264-273.
  13. Stenerlöv, B., Blomquist, E., Crusell, E., Hartman, T., Carlsson, J. *Rejoining of DNA double-strand breaks induced by accelerated nitrogen ions.* International Journal of Radiation Biology 1996; 70: 413-420.
  14. Kühne, M., Urban, G., Frankenberg, D., Löbrich, M. *DNA double-strand break misrejoining after exposure of primary human fibroblasts to CK characteristic X rays, 29 kVp X rays and 60Co  $\gamma$  rays.* Radiation Research 2005; 164: 669-667.



ST2 AEBRE-60

## DISFUNCIÓN TELOMÉRICA Y RADIOSENSIBILIDAD

D. Soler<sup>1</sup>, J. Pampalona<sup>1</sup>, M. Ribas<sup>2</sup>, A. Genescà<sup>1</sup>, L. Tusell<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Unidad de Biología Celular, Departamento de Biología Celular, Fisiología e Inmunología, Universidad Autónoma de Barcelona.

<sup>2</sup>Servicio de Radiofísica y Radioprotección, Hospital de la Santa Creu i Sant Pau. España.

### INTRODUCCIÓN

A menudo las personas muestran diferencias en su sensibilidad a la radiación ionizante. Estas diferencias se han relacionado tradicionalmente con deficiencias en los mecanismos de reparación de daño en el DNA debidas al mal funcionamiento de proteínas implicadas en las vías de reparación y/o en el control del ciclo celular. Existen diferentes síndromes que presentan una elevada sensibilidad a las radiaciones, entre ellos los pacientes de ataxia telangiectasia. Esta enfermedad es debida a una mutación en homocigosis del gen ATM, cuyo producto es una proteína que interviene tanto a nivel de reparación como de control de la progresión del ciclo celular tras la inducción de roturas de doble cadena (DSB) en el DNA. Recientemente, nuestro grupo de investigación ha propuesto que los telómeros podrían jugar un papel importante en la radiosensibilidad<sup>1</sup>. Los telómeros son estructuras nucleoproteicas que se hallan en

los extremos de los cromosomas eucariotas. Su función principal es proteger estos extremos naturales y evitar así fusiones entre cromosomas. La capacidad protectora del telómero viene dada por su peculiar estructura en forma de lazo, sustentada gracias a la acción de proteínas teloméricas<sup>2</sup>. Los telómeros también tienen la función de servir de sustrato a la enzima telomerasa, encargada de alargar las secuencias teloméricas y compensar así la erosión de repeticiones teloméricas que sucede durante la replicación de los cromosomas<sup>3</sup>.

Estudios en modelos de ratón mTerc<sup>-/-</sup> (deficientes para el componente RNA de la telomerasa) muestran que los ratones de generaciones tardías exhiben un amplio rango de defectos, incluyendo fusiones cromosómicas e inestabilidad genómica<sup>4</sup>. Este modelo murino permitió establecer la influencia de la erosión telomérica y la actividad telomerasa en el marco de la exposición a radiación ionizante y otros agentes inductores de DSBs. Se



demonstró un aumento de la radiosensibilidad en ratones *mTerc*<sup>-/-</sup> de generaciones tardías tanto a nivel de organismo, con un aumento en la tasa de mortalidad tras la exposición a radiación, como a nivel celular, con un aumento significativo de aberraciones cromosómicas por célula<sup>5,6,7</sup>. Estudios en este modelo, llevados a cabo en nuestro laboratorio, han evidenciado que el incremento de radiosensibilidad de ratones *mTerc*<sup>-/-</sup> con telómeros cortos es debido a que los extremos teloméricos desprotegidos interfieren con la correcta reparación de las DSB radioinducidas<sup>8</sup>. El daño por inducción de DSBs en un escenario donde los extremos teloméricos están protegidos (*mTerc*<sup>+/+</sup> o *mTerc*<sup>-/-</sup> de generaciones tempranas) solo deja lugar a que los extremos cromosómicos rotos puedan reunirse entre ellos y formar así aberraciones de tipo DSB-DSB. Sin embargo, en células irradiadas portadoras de uno o más cromosomas con extremos erosionados (*mTerc*<sup>-/-</sup> de generaciones tardías) tanto los DSBs radioinducidos como los extremos cromosómicos desprotegidos, pueden reunirse ilegítimamente generando tres tipos diferentes de aberraciones cromosómicas: DSB-DSB, telómero-telómero y DSB-telómero, incrementando así la radiosensibilidad celular. Esto podría explicar el aumento de radiosensibilidad de los ratones *mTerc*<sup>-/-</sup> tanto a nivel de organismo como a nivel celular.

La posibilidad de que esta situación se produzca también en células humanas conlleva importantes implicaciones en la sensibilidad a las radiaciones ionizantes con la edad de los individuos. Para contrastar esta posibilidad se han utilizado células epiteliales mamarias humanas (HMECs). Estas HMECs cultivadas en un medio sin suero exhiben un patrón de crecimiento con una fase de senescencia llamada selección<sup>9</sup>. En esta fase la mayor parte de las HMECs mueren, sin embargo algunas superan esta barrera gracias a la inactivación espontánea del gen *p16*<sup>10</sup>. Estas células post-seleccionadas, que continúan proliferando, muestran un creciente aumento de la erosión telomérica y entran en una fase de inestabilidad cromosómica asociada a una masiva mortalidad celular<sup>9</sup>. De manera similar al modelo *mTerc*<sup>-/-</sup> en las HMECs post-seleccionadas se ha observado que los cromosomas portadores de los telómeros más cortos son específicos para cada individuo y coinciden con aquellos implicados en mayor frecuencia en las fusiones telómero-telómero, mostrando así que la disfunción telomérica conduce a una inestabilidad genómica en HMECs<sup>11</sup>. A la vista de estos resultados existe la posibilidad de que los extremos desprotegidos de las HMECs post-seleccionadas interfirieran en la reparación de DSBs radioinducidas, conduciendo a

la célula a una radiosensibilidad aumentada en pases avanzados.

## MATERIAL Y MÉTODOS

### Células y Condiciones de Cultivo

Las HMECs post-seleccionadas derivadas de tejido mamario normal (Cell Applications, inc.) se obtuvieron de una mamoplastia de reducción de una mujer de 30 años. Las HMECs fueron cultivadas con medio MEGM sin suero y con suplementos. Las células crecieron a 37°C en una atmósfera al 5% de CO<sub>2</sub>. El periodo de vida esperado de este cultivo celular en MEGM es de unos 22 pases, equivalente a 65-75 *population doublings*<sup>12</sup> (PD).

### Obtención de Metafases

HMECs en fase exponencial fueron tratadas con Colcemid 0.02 µg/ml durante 8h. En los cultivos irradiados, la extracción se efectuó a las 24h post-irradiación. Las células fueron sometidas a un tratamiento hipotónico, a una fijación con metanol/acético y fueron fijadas sobre portaobjetos desengrasados. Antes de la hibridación, los portaobjetos se tiñeron con DAPI y se cariotiparon sus metafases mediante bandas DAPI-inverso.

### Hibridación Fluorescente *in situ* (FISH)

Las hibridaciones pan-teloméricas y pan-centroméricas fueron realizadas usando sondas de PNA Cy3-(CCC-TAA)<sub>3</sub> para los telómeros y FITC-AAACACTCTTTTGTAGA para los centrómeros<sup>13</sup> (PE Biosystems). Las señales fluorescentes fueron visualizadas bajo un microscopio de epifluorescencia, y las imágenes fueron capturadas y analizadas mediante el software Cytovision (Applied Imaging).

### Irradiación de las HMECs

Para las irradiaciones se ha utilizado un equipo de rayos X (Therapax SXT 150) ubicado en el Hospital de la Santa Creu i Sant Pau de Barcelona. Las HMECs fueron irradiadas con una dosis única de 1 Gy de rayos X de 30 kVp de energía, utilizando una tasa de dosis de 0,356 Gy min<sup>-1</sup>.

### Análisis Citogenético

El análisis citogenético fue realizado en las HMECs control e irradiadas a PD25 y PD42. Las aberraciones cromosómicas fueron clasificadas en: (1) "dicéntricos": figuras con dos centrómeros, incluyendo cromosomas dicéntricos formados a consecuencia de daño ionizante y/o erosión telomérica; (2) "tricéntricos": figuras con tres centrómeros, incluyendo cromosomas tricéntricos formados a consecuencia de daño ionizante y/o erosión telomérica; (3) "fragmentos acéntricos": fragmentos cromosómicos sin señal centromérica; (4) "dicéntrico+ace": dicéntricos con un fragmento acéntrico, contando sólo

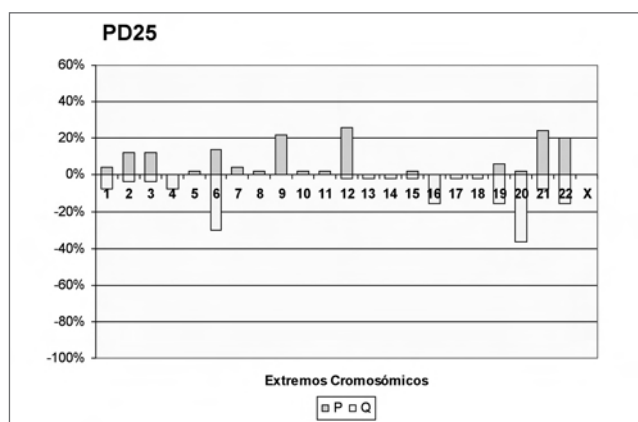


Figura 1. Distribución de la erosión telomérica en las HMECs a PD25.

como una anomalía cada pareja de elementos. En el caso de encontrar más figuras sueltas eran sumadas a una de las otras categorías individuales (dicéntricos o acéntricos); (5) "otros": el resto de aberraciones como translocaciones, deleciones, anomalías de cromátida o fragmentos céntricos.

## RESULTADOS

Con el objetivo de determinar si existe una relación entre la erosión telomérica y la radiosensibilidad en células humanas, se escogieron HMECs a dos PDs diferentes, PD25 y PD42, según el grado de erosión telomérica. Posteriormente, para cada PD se analizaron cultivos controles e irradiados (ver Material y Métodos). El estudio citogenético de las HMECs fue realizado mediante el análisis de bandas DAPI-inversas e hibridación pan-centromérica y pan-telomérica. El grado de erosión telomérica de las células para cada PD estudiado se determinó mediante la presencia o ausencia de señal telomérica en cada extremo cromosómico. A PD25, la tasa promedio de pérdida telomérica fue de 3,14 telómeros erosionados / metafase (Figura 1). A PD42, observamos un mayor número de cromosomas con telómeros críticamente cortos (7,00 telómeros erosionados / metafase) (Figura 2). Para establecer si el grado de erosión telomérica influye en la radiosensibilidad se analizó la frecuencia y el tipo de aberraciones cromosómicas en metafases de células control e irradiadas tanto a PD25 como a PD42. A PD25, un pase que presentaba pocos extremos desprotegidos (3,14 telómeros erosionados / metafase), el 15% de las células control, no irradiadas, presentaban anomalías cromosómicas con una frecuencia de 0,16 anomalías por célula (Tabla 1). Tras la irradiación, como era de esperar, se incrementó tanto el número de células anómalas (21%)

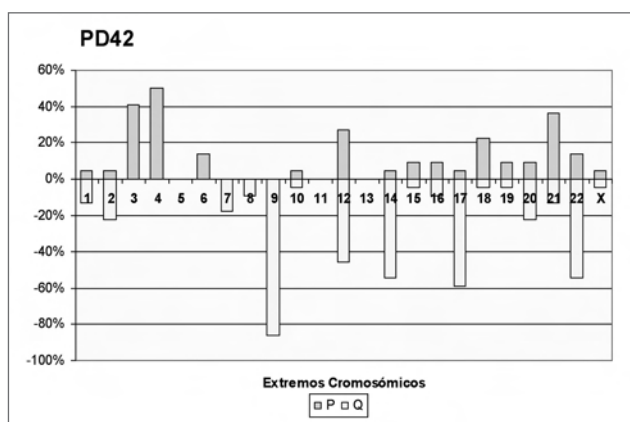


Figura 2. Distribución de la erosión telomérica en las HMECs a PD42.

como la frecuencia de anomalías por célula (0,23) (Tabla 1). En las HMECs control a PD42 observamos un 62% de células con aberraciones. Esto representa un espectacular incremento (de casi el triple) respecto a PD25. También aumentó, y en mayor medida tras la irradiación, la frecuencia de células con aberraciones a PD42 obteniéndose un valor de 88% (Tabla 1). El tipo predominante de aberración cromosómica en todos los PDs analizados fueron los cromosomas dicéntricos (Tabla 2). La frecuencia de dicéntricos por célula fue mucho mayor a PD42 que a PD25, mostrándose un incremento de alrededor del 1.000%. Aun así, para cada PD, la diferencia entre la frecuencia de dicéntricos de células control e irradiadas es mínima, haciendo de este tipo de anomalía un parámetro ineficaz para determinar el incremento de radiosensibilidad con las sucesivas divisiones. Un parámetro ampliamente utilizado en dosimetría biológica es la frecuencia de dicéntricos acompañados de fragmentos acéntricos (dicéntrico+acéntrico). A PD25, la frecuencia de dicéntricos+acéntricos en células control fue de 0,005 (Tabla 2). Tras la irradiación dicha frecuencia aumen-

Tabla 1. Aberraciones Cromosómicas en HMECs controles e irradiadas en dos PDs diferentes

PD	Nº de metafases analizadas	Número de células con aberraciones <sup>a</sup>	Número de aberraciones <sup>b</sup>
PD25 Control	429	66 (15%)	67 (0.16)
PD25 IR	385	81 (21%)	89 (0.23)
PD42 Control	231	144 (62%)	384 (1.66)
PD42 IR	242	213 (88%)	473 (1.95)

<sup>a</sup>Los valores entre paréntesis indican la frecuencia por 100 células (en porcentaje).

<sup>b</sup>Los valores entre paréntesis indican la frecuencia por célula.



Tabla 2. Tipos y Frecuencias de Aberraciones Cromosómicas en HMECs controles e irradiadas en dos PDs diferentes

Tipo	Frecuencia por metafase			
	PD25 Control	PD25 Irradiado	PD42 Control	PD42 Irradiado
Dicéntrico	0.138	0.117	1.130	1.178
Tricéntrico	0.000	0.000	0.069	0.107
Acéntrico	0.005	0.039	0.030	0.012
Dicént+acént.a	0.005	0.055	0.056	0.190
Otros	0.009	0.021	0.259	0.302

<sup>a</sup>Consideramos dicéntrico+acéntrico a cada par de estas figuras cromosómicas que encontramos en la metafase. Esta pareja, sólo se cuenta una vez en el clasificador de "Dicént+acént". Si hay dicéntricos o acéntricos extras no formando parejas, sólo estos se contarán en sus apartados individuales.

tó significativamente (0,055). A PD42, la frecuencia de dicéntricos+acéntricos de las células control fue de 0,056, similar a la frecuencia de dicéntricos+acéntricos de células irradiadas de PD25. Después de la irradiación, esta frecuencia aumentó hasta 0,190, es decir, un aumento de 0,134 dicéntricos+acéntricos por metafase. Así pues, mientras que a PD25, con una tasa promedio de pérdida telomérica de 3,14 telómeros erosionados / metafase, el efecto de la radiación ionizante supuso un incremento en la frecuencia de dicéntricos+acéntricos –por- metafase –de- 0,050, a PD42, con una tasa promedio de pérdida telomérica de 7,00 telómeros erosionados / metafase, el efecto de la radiación ionizante implicó un aumento de 0,134 dicéntricos+acéntricos por célula, es decir alrededor de 2,7 veces mayor (Figura 3).

## CONCLUSIONES

Existe un incremento de mutaciones somáticas y aberraciones cromosómicas en células, tanto humanas como de ratón, con la edad<sup>14,15</sup>. Este incremento se ha relacionado tradicionalmente con la acumulación, a lo largo de la vida, de daño en el DNA por exposición a agentes tóxicos o al efecto aditivo de errores en la correcta replicación del DNA. Estos procesos se ven favorecidos por la disminución de la eficiencia de las proteínas de reparación por NHEJ con la edad<sup>16</sup>. Además de los elementos anteriormente mencionados, la función telomérica emerge como un nuevo factor que puede contribuir al incremento de la sensibilidad a la radiación con el envejecimiento. Los extremos cromosómicos con telómeros erosionados son detectados y tratados por la célula como DSBs, pudiendo interactuar entre ellos o bien reunirse con verdaderas roturas cromosómicas. Así, a PD25, como las HMECs poseen un bajo número de cromosomas con telómeros

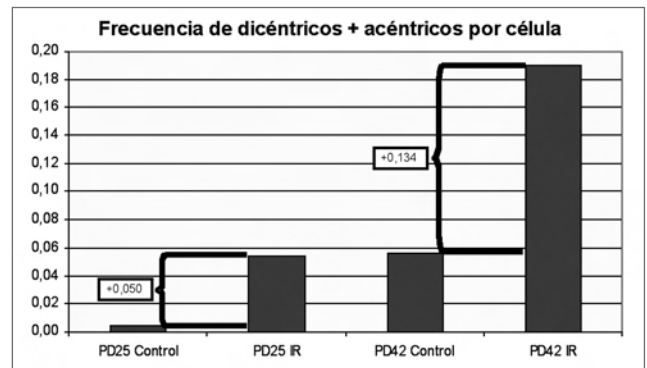


Figura 3. Frecuencia de dicéntricos + acéntricos por célula en HMECs a PD25 y PD42 para cultivos control e irradiados.

erosionados (3,14 telómeros erosionados / metafase), los extremos desprotegidos tienen una baja probabilidad de interferir en la correcta reparación de los DSBs radioinducidos. Sin embargo, como a PD42, el conjunto de cromosomas con telómeros erosionados (7,00 telómeros erosionados / metafase) es mucho más elevado, la capacidad de interferencia de los extremos desprotegidos se incrementa. Así pues, mientras que a PD25 el aumento de dicéntricos+acéntricos radioinducidos respecto al control fue de 0,050, a PD42 esta magnitud aumentó a 0,134 dicéntricos+acéntricos por célula, un incremento de 2,7 veces mayor.

Estos resultados muestran como la disfunción telomérica contribuye en gran medida a la radiosensibilidad de la célula. Así mismo, el hecho de que la disfunción telomérica se produzca por el simple hecho del envejecimiento celular, puede otorgar a la radiosensibilidad un aspecto temporal: los telómeros erosionados en células envejecidas pueden potencialmente incrementar la sensibilidad a la radiación en organismos de edad avanzada.

## AGRADECIMIENTOS

Este trabajo ha recibido financiación del programa EURATOM de la UE (FI6R-CT2003-508842), del Ministerio de Educación y Ciencia (SAF2004-20372-E y SAF2006-01653), de la *Direcció General de Recerca* (2005-SRG00437) y de la *Marató* de TV3 (TV32005-050110). J.P es becaria predoctoral de la *Generalitat de Catalunya* (2007FIC-00642).

## REFERENCIAS

1. Genescà, A., Martín, M., Latre, L., Soler, D., Pampalona, J., Tuseil, L. *Telomere dysfunction: a new player in radiation sensitivity*. *Bioessays* 2006; 28(12): 1172-80.
2. Griffith, J.D., Comeau, L., Rosenfield, S., Stansel, R.M.,



- Bianchi, A., Moss, H., de Lange, T. *Mammalian telomeres end in a large duplex loop*. Cell 1999; 97(4): 503-14.
3. Watson, J.D. Origin of concatemeric T7 DNA. Nat New Biol. 1972; 239(94): 197-201.
  4. Blasco, MA., Lee, HW., Hande, MP., Samper, E., Lansdorp, PM., DePinho, RA., Greider, CW. Telomere shortening and tumor formation by mouse cells lacking telomerase RNA. Cell 1997; 91(1): 25-34.
  5. Goytisolo, FA., Samper, E., Martin-Caballero, J., Finnon, P., Herrera, E. et al. Short telomeres result in organismal hypersensitivity to ionizing radiation in mammals. J Exp Med 2000; 192(11): 1625-1636.
  6. Wong, K-K., Chang, S., Weiler, SR., Ganesan, S., Chaudhuri, J. et al. Telomere dysfunction impairs DNA repair and enhances sensitivity to ionizing radiation. Nat Genet 2000; 26(1): 85-88.
  7. Lee, HW., Blasco, MA., Gottlieb, GJ., Horner, JW. 2nd, Greider, CW., DePinho, RA. Essential role of mouse telomerase in highly proliferative organs. Nature 1998; 392(6676): 569-74.
  8. Latre, L., Tusell, L., Martin, M., Miro, R., Egozcue, J., Blasco, MA., Genesca A. Shortened telomeres join to DNA breaks interfering with their correct repair. Exp Cell Res. 2003; 287(2): 282-8.
  9. Romanov, SR., Kozakiewicz, BK., Holst, CR., Stampfer, MR., Haupt, LM., Tlsty, TD. Normal human mammary epithelial cells spontaneously escape senescence and acquire genomic changes. Nature 2001; 409(6820): 633-7.
  10. Brenner, AJ., Stampfer, MR., Aldaz, CM. Increased p16 expression with first senescence arrest in human mammary epithelial cells and extended growth capacity with p16 inactivation. Oncogene 1998; 17(2): 199-205.
  11. Soler, D., Genesca, A., Arnedo, G., Egozcue, J., Tusell, L. Telomere dysfunction drives chromosomal instability in human mammary epithelial cells. Genes Chromosomes Cancer 2005; 44(4): 339-50.
  12. Stampfer, M.R. Isolation and growth of human mammary epithelial cells. J. Tissue Cult. Methods 1985; 9: 107-116.
  13. Martin, M., Genesca, A., Latre, L., Ribas, M., Miro, R., Egozcue, J., Tusell, L. Radiation-induced chromosome breaks in ataxia-telangiectasia cells remain open. Int J Radiat Biol. 2003; 79(3): 203-10.
  14. Ramsey, MJ., Moore, DH. 2nd, Briner, JF., Lee, DA., Olsen, L., Senft, JR., Tucker, JD. The effects of age and lifestyle factors on the accumulation of cytogenetic damage as measured by chromosome painting. Mutat Res. 1995; 338(1-6): 95-106.
  15. Vijg, J., Dolle, ME. Large genome rearrangements as a primary cause of aging. Mech Ageing Dev. 2002; 123(8): 907-15. Review.
  16. Seluanov, A., Mittelman, D., Pereira-Smith, OM., Wilson, JH., Gorbunova, V. DNA end joining becomes less efficient and more error-prone during cellular senescence. Proc Natl Acad Sci U S A. 2004; 101(20): 7624-9.



**ST2 APRNI-10**

## MECANISMOS DE RESPUESTA CELULAR A CAMPOS MAGNÉTICOS DÉBILES DE 50 HZ

**M. A. Martínez, M. A. Cid, A. Úbeda, V. J. García, J. Leal, y M. A. Trillo**

*Dep. Investigación-BEM, Hospital Ramón y Cajal, Madrid*

### RESUMEN

Estudios previos realizados en nuestro grupo indican que una exposición intermitente durante 42 ó 63 horas a un campo magnético (CM) de 50 Hz y 100  $\mu$ T modifica la proliferación en la línea de neuroblastoma humano NB69<sup>1</sup>. A fin de profundizar en los mecanismos subyacentes a este efecto biológico, hemos analizado si la activación de la vía MAPK regulada extracelularmente ERK1/2 (extracelular signal-regulated kinases 1-2) está

implicada en la respuesta proliferativa inducida por el CM. Para ello, hemos utilizado un inhibidor específico (PD98059) de dicha vía. La respuesta proliferativa al CM fue analizada tras 63 horas de exposición y/o incubación en presencia y ausencia del inhibidor. La expresión de la proteína ERK1/2 fosforilada (p-ERK1/2) fue analizada en experimentos adicionales a corto plazo: 15, 30, 60 y 120 minutos. Los resultados muestran que el incremento en la tasa de crecimiento celular inducido por la exposición intermitente al CM de 50 Hz, 100  $\mu$ T durante 63 horas



era bloqueado por el inhibidor específico de ERK1/2. A corto plazo, el CM provocó un incremento significativo transitorio de la expresión de p-ERK1/2 mostrando un pico de efecto a 30 minutos, dicho efecto fue bloqueado por el inhibidor. Estos resultados, en su conjunto, sugieren que el efecto proliferativo inducido por el CM en células NB69 podría estar mediado, al menos en parte, por una activación de la vía MAPK/ERK1/2.

## INTRODUCCIÓN

Diversos estudios epidemiológicos han generado un interés sobre la posible relación entre la exposición a campos magnéticos (CM) de frecuencia industrial (50 Hz) y el riesgo de cáncer<sup>2</sup>, así como sobre la potencial contribución de exposiciones ocupacionales a dichos CM a la génesis de enfermedades neurodegenerativas como Alzheimer o Parkinson<sup>3,4</sup>. Ello conlleva la necesidad de investigar los mecanismos celulares y moleculares subyacentes a los efectos biológicos y a las potenciales implicaciones en la salud de la exposición a CM de 50 Hz. Estudios previos de nuestro grupo han descrito que CM de 50 Hz a 10 y 100  $\mu$ T incrementan la proliferación en la línea de neuroblastoma humano NB69, a través de una activación de la síntesis de ADN<sup>1,5</sup>. Numerosos estudios han investigado la influencia sobre la proliferación celular de CM con densidades de flujo magnético (DFM) en el rango de mT<sup>6-8</sup>. Sin embargo hay una evidencia limitada sobre los efectos de DFM  $\leq$ 100  $\mu$ T, siendo 100  $\mu$ T el nivel de referencia establecido por ICNIRP para la protección del público general ante exposiciones cortas a CM de 50 Hz. Puesto que se admite que CM en el rango ELF no inducen daños directamente sobre el ADN, la mayoría de los estudios han venido examinado los efectos de CM a nivel de la membrana celular, bien sobre la expresión génica o sobre las vías de transducción de señales. Entre los procesos celulares que han sido propuestos como implicados en la actividad proliferativa ejercida por CM ELF se encuentran alteraciones en proteínas señalizadoras y reguladoras del ciclo celular<sup>9-11</sup>. El objetivo del presente estudio es explorar potenciales vías de señalización así como proteínas reguladoras de estas vías que pudieran estar implicadas en la acción proliferativa que la exposición a CM de 50 Hz, y 100  $\mu$ T ejerce sobre la línea de neuroblastoma humano NB69. Para ello hemos investigado las proteínas kinasas MAPK, que son vías de señalización que capacitan a las células para responder a estímulos externos, como los relacionados con estrés celular<sup>12</sup> e intervienen en una gran variedad de respuestas celulares incluyendo proliferación, dife-

renciación y muerte. Existen indicios de que las MAPK podrían intervenir en la respuesta celular a campos magnéticos<sup>13,14</sup>. Entre las MAPK se incluyen las kinasas reguladas por señales extracelulares (ERK1/2). Esta vía de señalización, también llamada cascada MAPK-ERK1/2, representa uno de los principales sistemas de transducción de señales que regulan los procesos de proliferación y supervivencia en las células eucariotas. Además, se ha propuesto que una activación de ERK1/2 podría estar implicada en la progresión tumoral y en los procesos de metástasis en diferentes tipos de cáncer<sup>15-17</sup>. En el sistema nervioso ERK1/2 ha sido relacionada con la respuesta neuronal tanto a nivel funcional (modulando la supervivencia, diferenciación y la plasticidad neuronal) como patológico (tal como las enfermedades de Alzheimer o Parkinson<sup>18,19</sup>). Los resultados del presente estudio indican que la activación de la kinasa regulada por señales extracelulares ERK1/2 está implicada en la acción proliferativa del CM de 50 Hz y 100  $\mu$ T sobre NB69.

## MATERIAL Y MÉTODOS

Células de neuroblastoma humano NB69 fueron mantenidas en medio D-MEM, sembradas a una densidad de  $4.5 \times 10^4$ , bien directamente en placas Petri (60 mm de  $\emptyset$ ) o sobre cubreobjetos (12 mm de  $\emptyset$ ) situados en las placas y cultivadas bajo condiciones estándar durante 3 días. Cuando era necesario, el medio fue complementado con el inhibidor específico de ERK1/2, PD98059 (2'-amino-3'-metoxiflavona) disuelto en dimetil sulfoxido (DMSO). Una dosis igual de DMSO (0.1%) fue añadida a las placas control.

- *Exposición al Campo Magnético.* Células NB69 fueron expuestas a un CM sinusoidal de 50 Hz y 100  $\mu$ T polarizado linealmente. El CM fue generado por un estimulador Newtronic 200MSTPC conectado a un par de bobinas en configuración Helmholtz. Dos pares de bobinas fueron situadas en el interior de sendas cámaras de apantallamiento (co-netic metal) colocadas en dos incubadores de CO<sub>2</sub> idénticos. En cada experimento sólo un par de bobinas fue estimulado. Las muestras situadas en el interior del par de bobinas no estimulado sirvieron de controles, sham. Ambos incubadores fueron utilizados en una secuencia alternativa para exposición al CM o sham.
- *Determinación de la proliferación al final de 63 horas de exposición en presencia o ausencia del inhibidor.* Células NB69 fueron cultivadas en condiciones estándar durante 3 días. Una hora antes de iniciar la exposición al CM, se añadió una dosis de 20  $\mu$ M de

PD98059 al medio de cultivo. Un total de 10 placas Petri, 5 de ellas con y 5 sin PD98059 fueron expuestas y/o incubadas. El grupo expuesto (muestras con y sin inhibidor) fue tratado con el CM de 50 Hz y 100  $\mu$ T aplicado de forma intermitente en ciclos de 3 h On y 3 h Off durante 63 horas. Al final de la exposición y/o tratamiento en el día 6 postsiembra, la viabilidad celular y el crecimiento fue determinado mediante exclusión con azul Tripán en los cuatro grupos experimentales: controles; tratamiento con PD98059; expuestos a CM; y exposición al CM en presencia de PD98059. Todos los ensayos y análisis fueron realizados a ciegas para la condición experimental.

- *Estudio de la expresión de ERK1/2 fosforilada en exposiciones a corto plazo.* La expresión fue estimada como el porcentaje de células p-ERK1/2 positivas (p-ERK1/2+) usando inmunocitoquímica-análisis de imagen y estudiada en células NB69 expuestas durante 15, 30, 60 y 120 minutos en el día 4 postsiembra en presencia o ausencia del inhibidor. La inmunotinción fue realizada incubando las células con un anticuerpo primario específico policlonal anti-fosfo ERK1/2 y un anticuerpo secundario conjugado con el fluoróforo Alexa fluor 488. Los núcleos se contrastaron con Hoechst 33342.

## RESULTADOS

1.- *Respuesta proliferativa al final de 63 horas de exposición al CM en presencia o ausencia del inhibidor.* Los efectos de la exposición a 100  $\mu$ T sobre el crecimiento celular en presencia o ausencia del inhibidor PD98059 se representan en la *figura 1*. La exposición al CM indujo un incremento significativo en el número de células (9.1% sobre el control,  $p < 0.01$ ), lo cual confirma observaciones descritas previamente por nuestro grupo<sup>1,5</sup>. Por el contrario, el tratamiento con PD98059 provocó decrementos significativos equivalentes en el número de células de las muestras expuestas al CM, o no expuestas (16.7 % por debajo de los controles en ambos grupos,  $p < 0.001$ ). Esto último indica que el inhibidor de MAPK actúa inhibiendo la proliferación en la línea NB69 y bloqueando el efecto en el crecimiento celular inducido por el CM sobre estas células.

2.- *Expresión de ERK1/2 fosforilada en respuesta a la exposición a CM a corto plazo.* La *figura 2* muestra los resultados de los ensayos a corto plazo en el día 4 postsiembra. La exposición al CM provocó un incremento transitorio en el porcentaje de células que expresaban ERK1/2 fosforilada, con un pico de máximo efecto

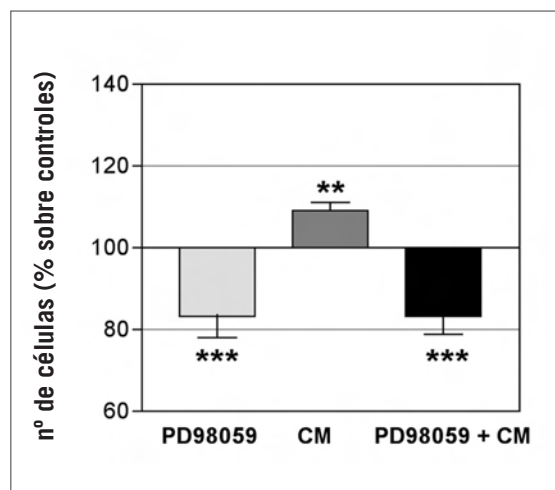


Figura 1. Efectos del CM de 100  $\mu$ T y/o de PD98059 a 20  $\mu$ M sobre el No de células. N=4 replicados. Datos normalizados respecto a controles (Media  $\pm$  SEM). \*\*,  $p < 0.01$ ; \*\*\*,  $p < 0.001$ . Test ANOVA seguido por T de Student.

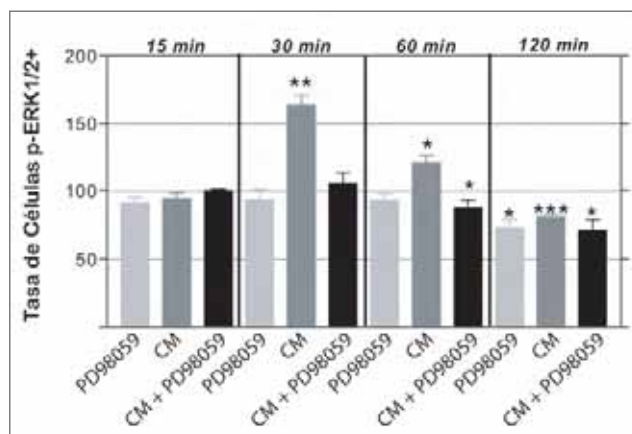


Figura 2. Expresión de p-ERK1/2 en respuesta a tratamientos a corto plazo, independientes o combinados, con CM y con PD98059. Respuesta transitoria al CM con un pico de máximo efecto a 30 min. El inhibidor específico de la MAPK, PD98059, bloquea el efecto del CM. N = 3 replicados independientes; datos normalizados respecto a controles (Media  $\pm$  SEM); \*\*,  $p < 0.01$ ; \*\*\*,  $p < 0.001$ . Test T-Student.

to a 30 min. de exposición (63.4% sobre los controles,  $p < 0.01$ ). Este efecto fue bloqueado por el tratamiento con PD98059. Sin embargo, a 120 min. de exposición se observó un descenso significativo en la expresión de p-ERK1/2 (19.0% por debajo de los controles;  $p < 0.001$ ). Esta respuesta fue similar a la inducida por el tratamiento con el inhibidor, administrado sólo o en combinación con el CM (27.6%;  $p < 0.05$  y 28.8%,  $p < 0.05$  por debajo de los controles, respectivamente). Como puede obser-



vase, el tratamiento con el inhibidor de MAPK provocó una reducción significativa en la activación de ERK1/2 solamente a los 120 minutos de tratamiento. En su conjunto, estos resultados indican que el CM puede inducir una activación transitoria de la vía de transducción de señales MAPK/ERK1/2 en células NB69, y sugieren que la respuesta proliferativa inducida por un CM de 50 Hz y 100  $\mu$ T podría estar mediada por dicha activación transitoria sobre la vía de transducción de señales MAPK/ERK1/2 en cada uno de los periodos ON del ciclo intermitente de exposición (3 h On/3 h Off).

## DISCUSIÓN

El presente estudio trata de determinar si la vía de señalización MAPK/ERK1/2 está implicada en los efectos proliferativos del CM de 50 Hz y 100  $\mu$ T en células NB69. Para ello, hemos examinado el efecto del inhibidor específico, PD98059, de MAPK sobre el crecimiento celular inducido por el CM y sobre la fosforilación de ERK1/2. La vía ERK1/2 regula el control de diversos procesos celulares tales como proliferación, supervivencia, diferenciación y motilidad. Esta vía aparece con frecuencia sobre-estimulada en tumores humanos<sup>15,20</sup> y desempeña una función esencial en la progresión del ciclo celular, a través de la inducción de proteínas reguladoras del ciclo y factores de transcripción. Los datos aquí mostrados confirman que una exposición intermitente de 63 horas a un CM sinusoidal de 50 Hz y 100  $\mu$ T promueve el crecimiento celular en la línea NB69. Dicho incremento fue bloqueado cuando el inhibidor específico de la activación de ERK1/2 estaba presente. Por otra parte, el CM provocó un incremento transitorio en la kinasa activada (p-ERK1/2), mostrándose un pico a 30 min. La presencia del inhibidor específico de esta kinasa inhibió también dicha activación transitoria. Además a 120 min. de exposición al CM se observó un descenso significativo en la expresión de p-ERK1/2, tanto en presencia como en ausencia de PD98059. Otras tres líneas celulares humanas (HTB 124, MCF7 y HL60), conocidas por responder al CM con la inducción de 2-3 veces en la expresión de la proteína HSP70<sup>21</sup>, han mostrado ser sensibles a una exposición de 30 minutos a un CM (60 Hz, 8.0 y 80  $\mu$ T) e inducir la fosforilación de ERK1/2<sup>13</sup>. El nivel de activación en células de MCF7 y HL60 expuestas a un CM de 60 Hz y 100  $\mu$ T fue equivalente al mostrado por el tratamiento con el mitógeno TPA<sup>13</sup> (0.1 - 0.5 ng/ml). Además, ha sido observado un efecto cooperativo sobre la actividad de la proteína kinasa C (PKC) cuando se aplicaba una exposición simultánea a TPA y CM (50 Hz, 1 mT) en cé-

lulas amnióticas humanas<sup>10</sup>, lo cual sugeriría una función de la PKC en el proceso que conduce a la activación de la MAPK en células expuestas a CM. Desconocemos si en NB69 la PKC pudiera estar relacionada con la activación de MAPK/ERK1/2. Existe la hipótesis de que CM de frecuencia industrial inician la activación de una respuesta de estrés cuando la señal afecta a receptores de la membrana plasmática y que esto, consecuentemente dispara señales específicas de transducción que regulan diferentes procesos celulares. En nuestro estudio, la cuestión de si la activación de ERK1/2 inducida por el CM en células NB69 es o no una consecuencia de la activación de señalización convencional de estrés extracelular-núcleo permanece sin determinar. Sin embargo, al igual que en el trabajo de Jin y col<sup>13</sup>, en el presente estudio el CM induce la activación de ERK1/2, y dicha activación se ha visto asociada a una promoción de la proliferación inducida por el CM en las células NB69.

Diferentes autores han descrito efectos de CM de frecuencia industrial sobre la proliferación en líneas de neuroblastoma; aunque el mecanismo molecular subyacente a estos bioefectos inducidos por el CM permanece sin identificar. Así, una inducción en la proliferación fue observada en células de neuroblastoma (LAN-5) después de 7 días de exposición continua a 50 Hz, y 1 mT; este efecto estaba asociado con un incremento del proto-oncogen B-myb<sup>22</sup>. También Tonini y col.<sup>23</sup> observaron una inhibición en la proliferación en células NG108-15 tratadas con el agente diferenciador BT2cAMP. Esta inhibición en la proliferación inducida químicamente fue bloqueada por la exposición a CM de 50 Hz a 120 ó 240  $\mu$ T. Nuestros resultados presentes sugieren que la respuesta proliferativa inducida por exposición a 50 Hz 100  $\mu$ T puede estar mediada por la activación transitoria repetida de la vía de transducción MAPK/ERK1/2 en cada uno de los periodos On de 3 horas de duración, del ciclo de exposición intermitente. Un estudio reciente<sup>24</sup> ha descrito que diferencias en la duración, magnitud y compartimentalización de la activación de ERK1/2 pueden generar variaciones en la señal que determinarían la respuesta celular. Además, en dicho estudio se ha identificado varias moléculas, reguladores espaciales y temporales de la actividad de ERK1/2. En consecuencia, es posible que uno de los mecanismos subyacentes a la proliferación inducida por el CM células NB69 estuviera relacionado con una potencial modulación por el CM de estos reguladores de la actividad de ERK1/2.

**Financiado por la Comisión EU-Proyecto REFLEX QLK4-1999-01574, FISS-03/0806 y Proyecto I+T MOU EUROPA, ERG 101.013.**

## REFERENCIAS

1. REFLEX-Project 2004. Risk evaluation of potential environmental hazards from low energy electromagnetic field exposure using sensitive in vitro methods. Report Final, pp 274. <http://www.verum-foundation.de/apopis>
2. Ahlbom A, Cardis E, Green A, Linet M, Savitz D, Swerdlow A. 2001. Review of the epidemiologic literature on EMF and Health. *Environ. Health Perspect.* 109: 911-933.
3. Feychting M, Jonsson F, Pedersen NL, Ahlbom A. 2003. Occupational magnetic field exposure and neurodegenerative disease. *Epidemiology* 14(4):413-419.
4. Park RM, Schulte PA, Bowman JD, Walker JT, Bondy SC, Yost MG, Touchstone JA, Dosimeci M. 2005. Potential occupational risk for neurodegenerative diseases. *Am J Ind Med* 48: 63-77
5. Trillo MA, Martínez MA, Cid MA, García VJ, Ubeda, A and Leal, J. 2003. Action of 50 Hz magnetic fields on the growth of human neuroblastoma cells., 25th BEMS Meeting, Maui, Hawaii, Abstract Book: 287
6. Katsir G, Parola AH. 1998. Enhanced proliferation caused by a low frequency weak magnetic field in chick embryo fibroblasts is suppressed by radical scavengers. *Biochem. Biophys. Res. Commun.* 252 :753-756.
7. Wei M, Guizzetti M, Yost M, Costa LG. 2000. Exposure to 60-Hz magnetic fields and proliferation of human astrocytoma cells in vitro. *Toxicol Appl Pharmacol.* 162(3):166-176.
8. Wolf FI, Torsello A, Tedesco B, Fasanella S, Boninsegna A, Ascenzo MD, Grassi C, Azzena GB, Cittadini A. 2005. 50-Hz extremely low frequency electromagnetic fields enhance cell proliferation and DNA damage: Possible involvement of a redox mechanism. *Biochim Biophys Acta* 1743: 120-129.
9. Korzh-Sleptsova IL, Lindstrom E, Mild KH, Berglund A, Lundgren E. 1995. Low frequency MFs increased inositol 1,4,5-trisphosphate levels in the Jurkat cell line. *FEBS Lett.* 359: 151-154.
10. Richard D, Lange S, Viergutz T, Kriehuber R, Weiss DG and Simko M. 2002. Influence of 50 Hz electromagnetic fields in combination with a tumor promoting phorbol ester on protein Kinase C and cell cycle in human cells. *Mol. Cell. Biochem.* 232 (1-2): 133-141.
11. Lange S, Viergutz T, Simkó M. 2004. Modifications in cell cycle kinetics and in expression of G1 phase-regulating proteins in human amniotic cells after exposure to electromagnetic fields and ionizing radiation. *Cell Prolif* 37: 337-349
12. Kolch W. 2000. Meaningful relationships: the regulation of ras/raf/MEK/ERK pathway by protein interactions. *Biochem J.* 351: 289-305
13. Jin M, Blank M, Goodman R. 2000. ERK1/2 phosphorylation, induced by electromagnetic fields, diminishes during neoplastic transformation. *J. Cell. Biochem.*, 78: 371-379.
14. Nie K, Henderson A. 2003. MAP Kinase activation in cells exposed to a 60 Hz electromagnetic fields. *J. Cell. Biochem.* 90: 1197-1206.
15. de Melo M, Gerbasse MW, Curran J, Pache JC. 2006. Phosphorylated extracellular signal-regulated kinases are significantly increased in malignant mesothelioma. *J. Histochem. Cytochem.* <http://www.jhc.org/cgi/>
16. Suthiphongchai T, Phimsen S, Sakulkhu U, Tohtong R. 2006. PD98059-inhibited invasion of Dunning rat prostate cancer cells involves suppression of motility but not MMP-2 or uPA secretion. *Oncol. Rep.* 15: 1605-1610.
17. Cuevas P, Diaz-Gonzalez D, Garcia-Martin-Cordova C, Sanchez I, Lozano RM, Gimenez-Gallego G, Dujovny M. 2006. Doses of doxorubicin diminishes activation of the mitogen-activated protein kinase ERK1/2 in glioma cells. *J. Cell. Mol. Med.* 10: 225-230.
18. Chu CT, Levinthal DJ, Kulich SM, Chalovic EM, DeFranco DB. 2004. Oxidative neuronal injury. The dark side of ERK1/2. *Eur. J. Biochem.* 271: 2060-2066.
19. Webster B, Hansen L, Adame A, Crews L, Torrance M, Thal L, Masliah E. 2006. Astroglial activation of extracellular-regulated kinase in early stages of Alzheimer disease. *J. Neuropathol. Exp. Neurol.* 65: 142-151.
20. Kohno M, Pouyssegur J. 2006. Targeting the ERK signaling pathway in cancer therapy. *Ann. Med.* 38: 200-211.
21. Goodman R, Blank M. 1998. Magnetic field stress induces expression of hsp70. *Cell Stress Chaperones*, 3: 79-88.
22. Pirozzoli MC, Marino C, Lovisolo GA, Laconi C, Mosiello L, Negrini A. 2003. Effects of 50 Hz electromagnetic field exposure on apoptotic and differentiation in a Neuroblastoma cell line. *Bioelectromagnetics* 24: 510-516
23. Tonini R, Baroni MD, Masala E, Micheletti M, Ferroni A and Mazzanti M. 2001. Calcium protects differentiating neuroblastoma cells during 50 Hz electromagnetic Radiation. *Biophys. J.* 81 :2580-2589.
24. Ebisuya M, Kondoh K, Nishida E. 2005. The duration, magnitude and compartmentalization of ERK MAP kinase activity: mechanisms for providing signal specificity. *J. Cell. Sci.* 118: 2997-3002.



**SPA**

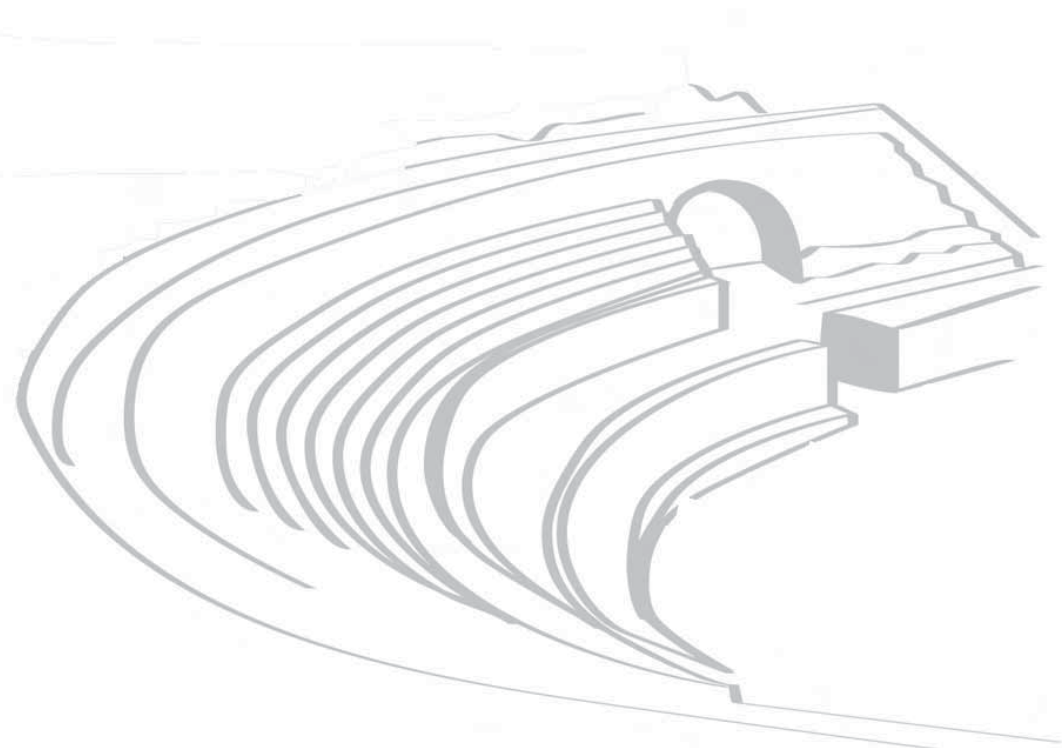
**PRESENTACIONES PÓSTER**

# DOSIMETRÍA, INSTRUMENTACIÓN Y PR OPERACIONAL EN LA INDUSTRIA

**Miércoles 19 de septiembre de 2007**

**12:45 - 13:30**

Coordinadores: **Francisco González - Tardiu** (CN ASCÓ)  
y **Manuel Rodríguez** (CSN)



# METODOLOGÍA DE CALIBRACIÓN PARA CONTADORES DE CUERPO ENTERO CON DETECTORES DE INa EN LAS INSTALACIONES NUCLEARES ESPAÑOLAS

P. Marchena<sup>1</sup>, E.Sollet<sup>2</sup>, S. de Maria<sup>3</sup>, E.Serrano<sup>4</sup>

<sup>1</sup> Tecnatom. Madrid. <sup>2</sup> Iberdrola, C.N. Cofrentes. Valencia. <sup>3</sup> Iberdrola Ingeniería, Madrid. <sup>4</sup> Helgeson Scientific ServicesMadrid.

## INTRODUCCIÓN

En este trabajo se detalla la actualización llevada a cabo en la metodología de calibración y análisis de los Contadores de Radiactividad Corporal (CRC) del sector eléctrico español. Este cambio ha consistido fundamentalmente en sustituir la metodología de análisis de espectros gamma de Yoduros de Sodio (INa) utilizada desde el principio consistente en el análisis por mínimos cuadrados utilizando parcial o totalmente la forma del espectro, por una metodología más actual y menos limitante en cuanto a recursos de calibración y de librería de radionucleidos que emplea el método de las áreas totales para el análisis de los espectros.

## ANTECEDENTES

Durante los casi 20 años de funcionamiento de los contadores de dosimetría interna de las instalaciones nucleares españolas, el proceso de calibración ha consistido en la determinación una serie de espectros de una cierta cantidad unitaria de actividad de cada uno de los potenciales radionúclidos, utilizando un maniquí de masonita (tipo de madera de densidad 1 gr/cm<sup>3</sup>) sin brazos y con aberturas en cabeza, cuello, pulmones, estómago, tracto intestinal y piernas que simulan las zonas probables de deposito de los radionúclidos, en donde se introducen uno conjuntos de fuentes radiactivas sólidas de actividad conocida. Muchos de los radionucleidos de mayor interés son difíciles de obtener o tienen periodos muy cortos (I-131) para su utilización óptima, por ello en la práctica solo se toman espectros individuales de ciertos radionúclidos idealmente monoenergéticos, y con ellos se construye una curva empírica de calibración en eficiencias, con la que se modifican de forma conveniente el resto de espectros unitarios de otros radionúclidos de la librería que se ajustan para que la eficiencia neta del fotopico más importante coincida con la determinada en la curva empírica de calibración.

La revisión de la metodología de calibración implicó necesariamente el cambio del actual maniquí de calibración a uno humanoide antropomórfico tipo BOMAB relleno con fuentes líquidas distribuidas uniformemente por todo el cuerpo y con mejor poder de atenuación a la radiación gamma, de acuerdo con las mejores prácticas internacionales. Ello ha permitido poder acometer una calibración en energías y en actividad para diferentes geometrías de contaje cubriendo un amplio espectro energético desde las bajas energías < 100 keV hasta las altas energías > 1500 - 2000 keV.

Este cambio en el sistema de calibración ha implicado la revisión del método de análisis de espectros tanto en la propia calibración como en el cálculo de los resultados. Para ello se optó por realizar un desarrollo nacional propio específicamente adaptado a las necesidades de las centrales nucleares, concebido sobre la base de la tecnología actual y que permitiera fácilmente su conocimiento por los usuario y totalmente compatible con otras aplicaciones ya existentes como INDAC (necesarias para el cálculo de dosis) y así mismo compatible con las nuevas recomendaciones de ICRP y que asegurara su mantenimiento y actualizaciones futuras puesto que la base de su conocimiento iba a ser nacional.

En un trabajo conjunto de las empresas contratadas para el desarrollo del citado proyecto como han sido IBERINCO, HELGESON Y TECNATOM se ha desarrollado una nueva herramienta de trabajo integrada y practica llamada ALEDIN, que ha conseguido una armonización de la metodología de adquisición, análisis de datos y calibración de los contadores en un entorno Windows amigable. El conocimiento de esta metodología, al ser un desarrollo propio, facilita a sus usuarios una mejor comprensión de todo el proceso de determinación de la actividad interna permitiendo identificar y corregir errores, mejorando de forma global todo el proceso de la dosimetría interna.



## MATERIAL Y MÉTODOS

**Maniquí BOMAB:** (Bottle Manikim Absorption) de polietileno de alta densidad y de tamaño hombre estándar según recomendaciones de ICRP, que consta de 10 piezas elípticas (botellas) que simulan las partes del cuerpo humano: cabeza, cuello, tórax, abdomen, brazos, muslos, y piernas que debidamente ensambladas constituyen el maniquí antropomórfico. Se dispone de dos BOMAB, uno relleno con un cocktail de fuentes de calibración líquidas (Co-57, Sn-113, Cs-137, Co-60 y Y-88), distribuidas homogéneamente en una disolución de agua con un portador en medio ácido (nitríco) para evitar deposición en las paredes de las piezas y otro relleno de una mezcla homogénea de fuentes de calibración (Cs-137, Co-60 y Ba-133) disueltas en resinas solidificadas al vacío. Los radionucleidos que se han elegido son de periodo largo para prolongar la vida útil del maniquí.

**Maniquí ANSI** de tiroides: Es un simulador de la glándula tiroidea que consiste en un cilindro de material acrílico de 12 cm. de alto y 12 cm. de diámetro con una cavidad interior donde se inserta la fuente de calibración de I-131 simulado de Ba-133 y Cs-137.

Tanto este maniquí como el de fuentes sólidas fueron objeto de una verificación-validación de su actividad mediante su contraste en las instalaciones del CIEMAT con el maniquí BOMAB que allí se dispone y que está considerado actualmente como patrón en España. Para ello el CIEMAT emitió un documento de referencia donde se fijaban los criterios de aceptación.

En diciembre de 2004 se validaron los maniqués de fuentes sólidas (BOMAB y ANSI) recogiendo los resultados en un documento del CIEMAT de febrero de 2005



Maniquí BOMAB



Maniquí ANSI

titulado "Validación de maniqués de calibración para la medida in-vivo de la contaminación interna".

La validación del maniquí de fuentes líquidas se llevó a cabo en mayo de 2006 y CIEMAT emitió un documento específico titulado "Protocolo de validación de maniqués de calibración para la medida in-vivo de la contaminación interna".

Finalmente se efectuó una última prueba consistente en la realización de un conteo ciego a un maniquí BOMAB del Ciemat (conteo y determinación de su actividad). Los criterios de aceptación de esta validación final se basaron en el error de exactitud del promedio de 5 medidas consecutivas. Los límites fijados debían estar comprendidos dentro del  $\pm 15\%$ . *Los resultados obtenidos se muestran en la siguiente tabla:*

ERRORES DE EXACTITUD EN % DE LA VALIDACIÓN FINAL DE ALEDIN			
Radionu./Tipo CRC	Co-57	Cs-137	Co-60
QUICKY	- 4,51	- 4,60	- 4,37
DIYS	7,04	0,81	- 1,27

A raíz de estos satisfactorios resultados, en septiembre de 2006 se dio por validada la aplicación **ALEDIN** pasando a siguiente fase de licenciamiento ante el CSN. Posteriormente se realizó su instalación en los contadores CRC de las instalaciones nucleares y finalmente la calibración de los mismos.

**Propiedades de la calibración:** Cuatrienal: cada cuatro años se realizará una calibración primaria, utilizando el maniquí BOMAB con fuentes líquidas, el maniquí de Tiroides y una medida de transferencia con el BOMAB sólido. **Anual:** en este caso se tomará la media de cinco medidas con el BOMAB de fuentes sólidas, y se comparará con la medida de transferencia adquirida inmediatamente después de realizar la calibración primaria. Los resultados deberán estar dentro de los límites aceptables de  $\pm 15\%$ . **Excepcional:** este tipo de calibración, se realizará en aquellas ocasiones en las que la verificación anual presente desviaciones superiores respecto a los límites establecidos de aceptación del ( $\pm 15\%$ ), y en los casos de sustitución de componentes significativos de los sistemas.

**Curvas de calibración:** Se generan tres tipos de curvas: **Calibración en Energías/Canal** que asocia los fotopicos de mayor energía de cada radionucleido con su canal correspondiente para una ganancia de 5 keV/canal. **Calibración FWHM/Canal** asocia la resolución de los fotopicos con su energía o  $\text{csnall}$ , es decir, determina la variación del ancho del pico en función de su energía y **Calibración**



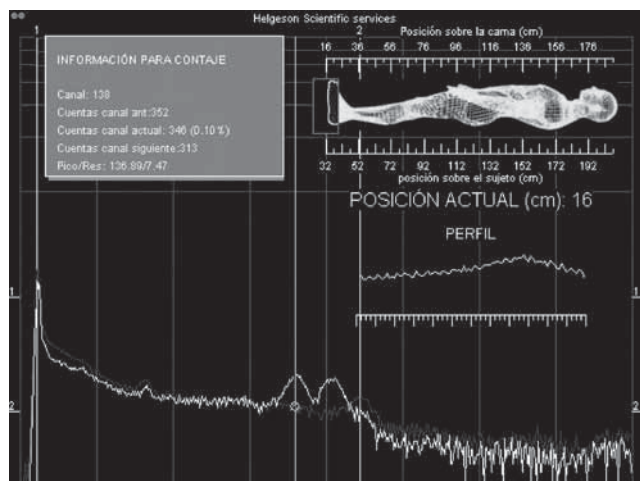
en **Eficiencias/Energías** que determina la eficiencia de cada rayo gamma para cada energía de forma que esta calibración sirve como patrón para determinar la actividad de cada nucleido en función de las cuentas totales del área del fotopico y define la respuesta del detector a un determinado tipo de geometría.

Por ultimo como **critérios de calidad** de las calibraciones se han establecido límites a la **exactitud y a la precisión**. La media de la actividad de las medidas calculadas para cada isótopo debe acercarse a la actividad real del patrón o certificado de calibración con una exactitud de **+/- 15%** y la desviación típica de la media no debe sobrepasar el rango de **+/- 10%**.

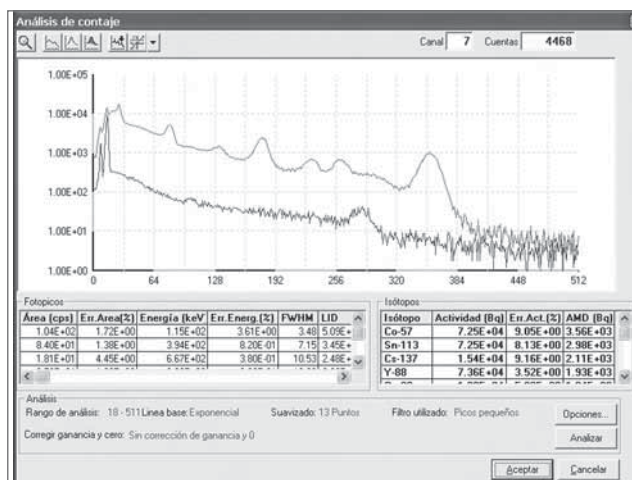
**Sistema de adquisición de datos y análisis:**

La aplicación informática ALEDIN ha sido desarrollada para realizar la calibración, adquisición de datos, análisis de espectros y cálculo de la actividad de los radionucleidos. Una de las características básicas del programa es que de una forma sencilla el usuario es guiado a través de el.

Tras introducir los datos necesarios para realizar un conteo o calibración, la nueva aplicación de adquisición llamada **AD- QDIYS o ADQUICKY** (dependiendo del equipo) realiza la toma de datos de los contajes solicitados, pasando posteriormente a ceder el control a la aplicación ALEDIN para realizar el análisis y determinar la actividad incorporada en el organismo. El sistema de adquisición funciona con una capacidad de 512 canales, aunque también esta disponible la opción de reanalizar con 256 canales para aquellos casos de tener que reproducir un contaje realizado con el anterior sistema de adquisición. En la nueva ventana de adquisición tal como se presenta en la figura siguiente, se puede observar el espectro adquirido, la situación del sujeto, posición del detector y el perfil del espectro.



El análisis de datos se llevará a cabo utilizando el método de las áreas totales sobre el espectro bruto.



Esta ventana es común a calibraciones y contajes individuales. Desde ella se permite el análisis del espectro adquirido mostrando los resultados del análisis de picos en forma gráfica y tabular. Se muestra el listado con todos los isótopos detectados cuya actividad es superior al AMD y sus errores en actividad.

**Cálculo de AMD.** El valor de la Actividad Mínima Detectable (AMD) depende del área del pico y de los parámetros utilizados para delimitarla (tipo de línea base o fondo).

$$AMD = \frac{4.65 \cdot \sqrt{N} + 3}{ET}$$

Donde *N* es el número de cuentas del fondo en la región de interés, *T* es el tiempo de contaje y *E* la eficiencia del contaje en cps/Bq.

Una vez calculada la actividad incorporada, ALEDIN lanza una ejecución a la aplicación INDAC para interpretar los contajes de dosimetría interna en términos de dosis efectiva comprometida aplicando la metodología actual de estimación de dosis interna descrita en la Publicación 78 de ICRP que emplea el nuevo modelo metabólico pulmonar descrito por ICRP en su Publicación 66 y la dosimetría establecida en su Publicación 60.

El programa genera un informe final de la calibración o medida efectuada que podrá ser visualizado o impreso por el usuario y finalmente los resultados serán grabados en la base de datos de ALEDIN de forma que el usuario podrá disponer de la medida para una posible reevaluación.



## ESCANNER DE MEDIDA DEL ENRIQUECIMIENTO DE URANIO EN LA RECEPCIÓN DE BIDONES

A. Pérez y D. Ortiz

ENUSA Fábrica de Juzbado

### INTRODUCCIÓN

En la fábrica de Combustibles de óxido de uranio que tiene ENUSA en Juzbado, se fabrican combustibles para centrales nucleares de agua ligera. En la planta se realiza este proceso partiendo de uranio en polvo ya enriquecido. En el Permiso de Explotación, existe un límite en el enriquecimiento máximo admisible del 5 %, que tiene implicaciones en los Controles de Salvaguardias y en los análisis de Criticidad. Por lo tanto es necesario controlar el enriquecimiento de los lotes de bidones con polvo que llegan a la planta.

Actualmente el control se realiza, tomando un vial de la muestra en una cabina de guantes y realizando un análisis destructivo en el Laboratorio Químico. Este método requiere varias horas, lo que supone una demora para tener disponible el material para producción.

Para agilizar la recepción de bidones de polvo, y mantener el control que se realiza sobre el óxido de uranio del proveedor se creó un grupo de mejora con el objetivo de reducir el tiempo que se tarda en conseguir que el polvo de uranio pueda pasar a proceso. Una de las opciones de mejora de este grupo fue el diseño de un sistema para medir in situ, mediante un ensayo no destructivo, el enriquecimiento directamente los bidones que se reciben en la fábrica de Juzbado.

Por estos motivos se estuvo desarrollando un sistema para medir el enriquecimiento del uranio en el momento de la recepción. Este sistema consta de un detector de INa, que mide las cuentas por segundo del pico de 187 KeV del  $^{235}\text{U}$  y que comparándolo con una serie de patrones nos da el enriquecimiento del bidón medido. Este detector se va a colocar en la zona de apertura de bidones para obtener una medida inmediata. Para mantener la misma geometría de medida se ha creado un soporte en el que la posición del detector con respecto al bidón se mantiene constante. Asimismo el detector se ha blindado lo más posible para que la radiación que le llega sea solamente la del bidón que se quiere medir y no se produzcan interferencias por el resto de bidones que existe en la zona.

### MEDIDA DEL ENRIQUECIMIENTO

Para poner en marcha esta aplicación, en primer lugar

ha sido necesario diseñar un soporte para colocar los bidones y blindar el detector para minimizar la influencia de acumulaciones de material próximas. Se ha elegido la parte inferior de los bidones como la zona idónea para realizar la medida, ya que aquí se va a encontrar siempre llena (al menos 10 cm de altura) y la geometría de medida va a ser constante, entre otras cosas porque el propio uranio sirve como blindaje dado su alto coeficiente de atenuación.

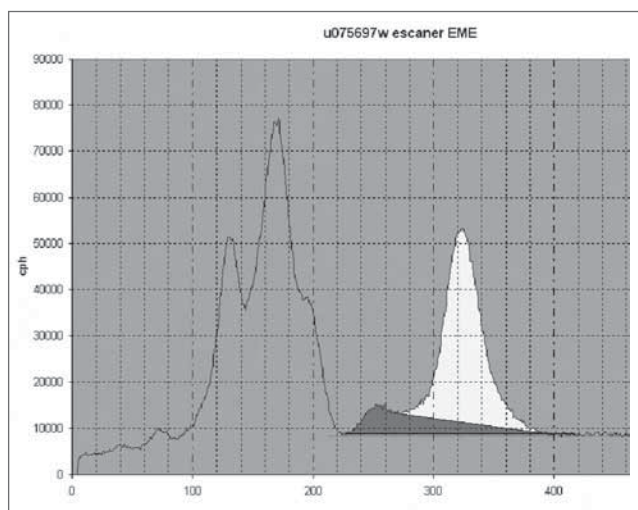
Una vez adaptada la instalación, se ajusta el equipo a las energías característica del material que se trata de medir. El equipo que se ha utilizado es un detector de INa de 2x2 pulgadas, con un dispositivo UNISPEC conectado a un PC. Dado que queremos medir el enriquecimiento de uranio, que es la cantidad de  $^{235}\text{U}$  que se tiene, seleccionamos el pico más característico del  $^{235}\text{U}$ , que es el de 186 KeV.

Después de realizar una serie de medidas previas se pudo comprobar que en un tiempo de 10 minutos se encontraban cuentas suficientes como para tener un error estadístico en cuentas inferior al 1% de incertidumbre relativa.

Dado que el objeto del presente estudio es estimar si el enriquecimiento del uranio es superior al límite autorizado en los documentos oficiales de explotación de la fábrica (5 %), como patrón se han utilizado bidones con enriquecimiento del 4.70% o inferiores, que ya hayan sido medidos por el laboratorio químico. Este enriquecimiento, era el más alto disponibles a la hora de realizar la cualificación. En el futuro, cuando se disponga de bidones con enriquecimiento superior se utilizarán estos como patrones, aumentando la validez de la cualificación.

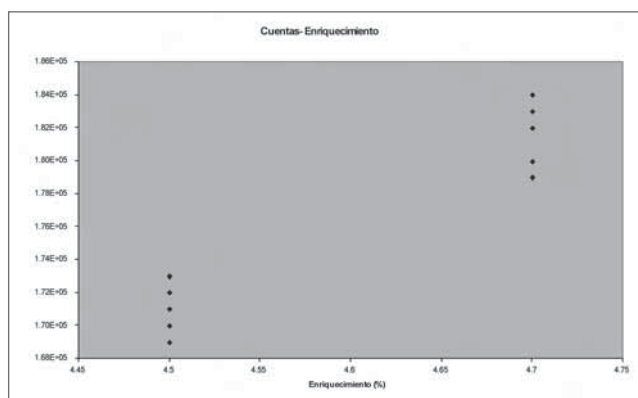


Foto del dispositivo de medida y el blindaje.



*Espectro tipo del Uranio en la región de bajas energías*

Los resultados obtenidos se expresan en la siguiente gráfica.



## HIPÓTESIS REALIZADAS

Se han asumido las siguientes hipótesis:

- El polvo recibido no tiene grandes variaciones en densidad. Esto daba lugar a que en ocasiones, debido a que el polvo tenía algún “hueco” en la parte baja, la medida resultaba errónea. Este defecto sobre la hipótesis de configuración geométrica se puede evitar golpeando el bidón para que el polvo ocupe toda la parte baja.
- Todos los bidones medidos tienen una cantidad similar de polvo, suficientemente grande. Si se encontrara con un bidón con menor cantidad de uranio que diera lugar a que la columna de polvo de uranio fuera

inferior a 10 cm, daría lugar a una infraestimación del valor de la medida

- El equipo tiene una ganancia similar y se mantiene estable. El área donde está situado es un lugar donde puede haber variaciones de temperatura, por lo que un control sobre la ganancia es necesario. Esto se ha implementado a través del software GENIE.
- El material con el que está fabricado el bidón es acero inoxidable y tiene siempre un espesor de pared similar, considerándose despreciable la influencia de este factor en el resultado de la medida., siempre y cuando el modelo del bidón a medir sea el mismo a los utilizados en la cualificación.

## CONCLUSIONES

El análisis de los resultados de las medidas realizadas con los patrones, permite concluir que las medidas son estables y reestablecer un factor correlación entre el número de cuentas en la región de interés y el enriquecimiento, por lo que se puede estimar el enriquecimiento del uranio de un bidón con un nivel de fiabilidad aceptable para verificar el cumplimiento de los límites establecidos.

La puesta en marcha de este equipo puede ahorrar tiempo de fabricación, ya que la entrada a proceso del material se realiza de forma más rápida, al poder contar con un resultado del enriquecimiento en un tiempo de unos 15 minutos. Otros beneficios están relacionados con evitar el consumo de material en muestras para análisis destructivos en los Laboratorios y eliminar los efluentes (gaseosos, líquidos y sólidos) que se generan en estos análisis.

Se tiene previsto extender la cualificación de este equipo para enriquecimientos superiores a este, lo que permitirá que todos los bidones que se reciben en la Fábrica puedan ser medidos a través de este sistema, facilitando aún más la integración de los bidones recibidos en el proceso.

## REFERENCIAS

1. *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*
2. *Estudio de criticidad*
3. *Handbook of Health Physics and Radiological Health*
4. *Manual del GENIE2000*



## UTILIZACIÓN DE UN PÓRTICO DE CONTROL DE VEHÍCULOS PARA LA SALIDA DE C.N. VANDELLÓS 1 EN DESMANTELAMIENTO

O. González<sup>1</sup>, C. Correa<sup>1</sup>, T. Ortiz<sup>1</sup>, F. García<sup>1</sup>, J. A. González<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ENRESA, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos. Unida Técnica de Protección Radiológica. Madrid

<sup>2</sup>Universidad Politécnica de Madrid, escuela Técnica Superior de Caminos Madrid

### INTRODUCCIÓN

La utilización de detectores de radiación de tipo “Pórtico” para la vigilancia de vehículos está ampliamente extendida, como método de control preventivo del riesgo de incidente por procesado indebido de material radiactivo mezclado con las chatarras, en las industrias relacionadas con el reciclado de materiales metálicos.

Su implantación en instalaciones nucleares en España ha sido, en general, más tardía y su finalidad y condiciones de uso tiene particularidades distintas a las de la industria convencional.

El caso de su utilización en instalaciones nucleares en desmantelamiento es especial y responde a propósitos que abarcan aspectos de control radiológico operacional complementario de entrada y salida de equipos y materiales, aspectos de control y verificación adicional al proceso de gestión de las enormes cantidades de materiales generados en el desmantelamiento, tanto si se trata de material convencional destinado al reciclado o reutilización (metales, escombros) o materiales residuales sin uso posterior previsto, como si se utiliza como medida adicional al proceso de desclasificación. A este último caso corresponde el objetivo de operación del detector instalado en C.N. Vandellos I durante el desmantelamiento.

### DESCRIPCIÓN DEL PÓRTICO CAPACIDADES Y LIMITACIONES

El Automatic Scrap Monitoring, ASM (Monitorización automática de chatarra) instalado en C.N. Vandellos I, está diseñado para detectar la presencia de material radiactivo en la chatarra contenida en un vehículo que pase entre sus detectores.

Consta de una Unidad de Control del Sistema (UCS) conectada a detectores de radiación y una unidad de control de usuario (POD) que actúa también como interfase entre el PC y los detectores de radiación.

Los detectores de radiación están montados dentro de una carcasa estanca y opaca e instalada sobre soportes de acero a ambos lados de la ruta de paso de los vehículos. Dichos detectores son de centelleo plástico, con un rango de energías de 50 keV a 2 MeV y operan a partir de una corriente continua de 24 V suministrada por el POD. Asimismo el pórtico dispone de unos sensores de infrarrojos, montados a los lados de las carcasas que detectan la presencia y la velocidad del vehículo.

El sistema actúa en modo “barrido dinámico”, monitorizando los vehículos en movimiento, no siendo por tanto necesario que se detengan, y controlando la velocidad, permitiendo al operador comprobar que el paso del mismo se realiza a una velocidad tal que permita una buena detección, ya que una aceleración reduciría la probabilidad de detección.

La gran superficie de los detectores permite cubrir la totalidad de las áreas externas del vehículo, interceptando cualquier haz irregular que surja de la carga. La información que procede de cada detector es recogida de forma independiente y comparada con el propio fondo del detector, de tal forma que cada detector puede registrar una alarma de radiación. Adicionalmente, la respuesta de varios detectores puede sumarse para incrementar la sensibilidad del sistema, de cara a detectar fuentes fuertemente blindadas.

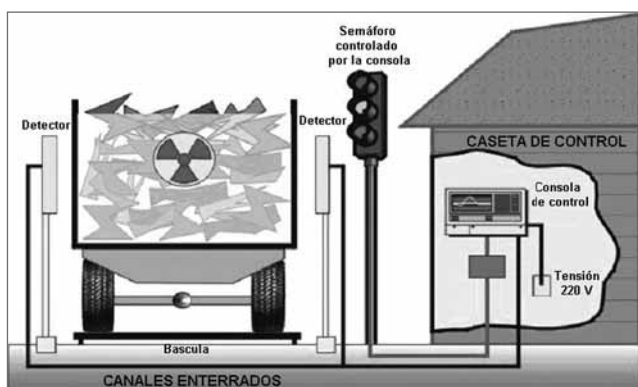
Los aspectos fundamentales sobre el funcionamiento del sistema son los siguientes:

- Detecta emisores gamma.
- Evalúa el fondo de forma continua.
- Compara el fondo actual o inmediato con el resultado de medición de un vehículo.
- Analiza el resultado de la medición del vehículo con el fondo obtenido unos instantes antes de comenzar dicho proceso.
- Establece, de acuerdo a unos niveles de confianza programables “a priori”, la presencia de una emisión de radiación gamma en el vehículo que no puede

justificarse por un aumento de fondo, todo ello siempre con un criterio probabilístico.

De acuerdo con lo mencionado anteriormente, el sistema no está preparado para:

- Detectar la presencia de emisores alfa o beta puros .
- Evaluar la actividad del material radiactivo.
- Identificar isótopos radiactivos aunque hay sistemas nuevos que tratan de introducir elementos o rutinas que puedan discernir algunos tipos de materiales.
- Indicar, según el nivel de alarma detectado, un nivel de riesgo asociado a la presencia de un material radiactivo.
- Garantizar que se va a detectar cualquier fuente desconocida ubicada en el material o chatarra, con cualquier densidad o distribución.



Todos los pódicos, cuando detectan la presencia de una muestra radiactiva en el vehículo, activan la alarma de nivel 1, que corresponde con el nivel más sensible de detección. Esta alarma sólo se activa cuando pasa un vehículo a través de los detectores. El nivel más recomendado es de 3,5 sigmas sobre la medida del fondo de referencia, cuyo valor óptimo coincide con el valor del fondo atenuado. Este criterio plantea varios problemas relacionados con las variaciones del valor del fondo ambiental, del fondo atenuado y los algoritmos que emplea el equipo para calcular el fondo de referencia y para activar la alarma.

- El nivel de la alarma de detección de la mayoría de los pódicos se fija sumando al fondo de referencia, un número definido de sigmas.
- El valor del fondo de referencia se calcula con los valores medidos del fondo atenuado durante el paso del vehículo.
- El valor de sigma, es el valor del estimador de la desviación típica del fondo de referencia de cada detector, cuando el número de las detecciones del fondo de referencia tiene una distribución estadística de Poisson. Su valor es:

$$\text{Sigma} = \sqrt{t \cdot F_A}$$

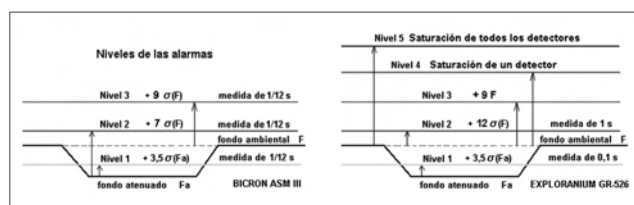
El valor del nivel de la alarma de detección en cps, se calcula con la fórmula:

$$C_{A1} = t \cdot F_A + N_S \cdot \sqrt{t \cdot F_A}$$

Donde:

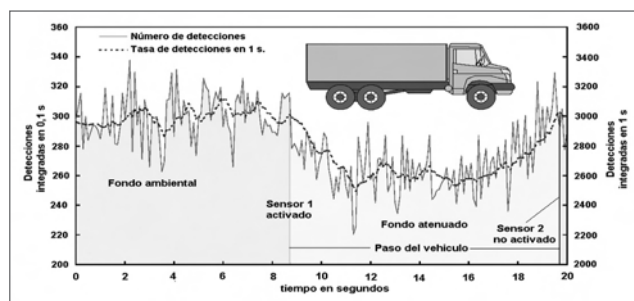
- $C_{A1}$  Nivel de la alarma de detección en cps.
- $t$  Tiempo fijado por el fabricante del pódico.
- $F_A$  Fondo de referencia para la alarma en cps.
- $N_S$  Número de sigmas para fijar el nivel de la alarma.

Este criterio para definir el nivel de la alarma de detección es de tipo estadístico y está asociado tanto al incremento de la tasa de dosis ambiental cuando pasa una muestra radiactiva, como al valor del fondo de referencia.



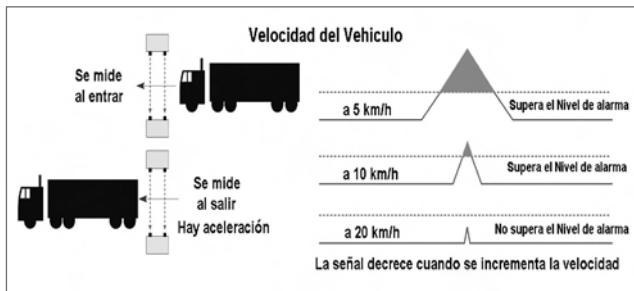
Cuando el fondo de referencia del nivel de la alarma de detección es el fondo atenuado, y la medida es de 1 s, se indican los resultados obtenidos en varios ejemplos:

- Si un detector tiene un **fondo ambiental de 3000 cps** para una tasa de dosis ambiental de 65 nSv/h y un fondo atenuado por el paso de un vehículo de 2600 cps, la alarma de nivel 1 se activará cuando el incremento del fondo atenuado sea superior a 3,5 sigmas, que equivale a 178 cps o 3,8 nSv/h.
- Si un detector tiene un **fondo ambiental de 2000 cps** para la misma tasa de dosis ambiental de 65 nSv/h y un fondo atenuado por el paso de un vehículo de 1730 cps, la alarma de nivel 1 se activará cuando el incremento del fondo atenuado sea superior a 3,5 sigmas, que equivale a 145 cps o 4,7 nSv/h.
- Si el fondo atenuado se calcula después de la medida se puede detectar el pico producido por una muestra puntual, pero es difícil detectar una muestra que está repartida de forma homogénea en toda la carga del vehículo.

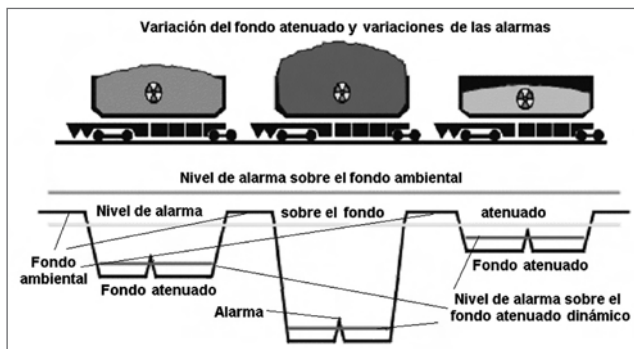


Esquema de las medidas de un detector de un pódico.





Influencia de la velocidad en la forma de la señal.



**EXPERIENCIA OPERATIVA**

Los tránsitos de entrada y salida de material cargado en vehículos, durante el desmantelamiento de una instalación nuclear como Vandellos I tiene las características especiales que se han mencionado en la introducción. Este contexto hizo necesario que los requisitos de puesta en marcha, verificación periódica y actuación ante alarmas de radiación, tuvieran en cuenta su marco utilización.

**Ensayos iniciales:**

Se basaron en ensayos para determinar las capacidades del equipo y diseño de la parametrización óptima de funcionamiento. Inclúan la selección del voltaje de trabajo de los detectores en función del fondo ambiental y su sensibilidad, establecimiento del los valores máximos y mínimos de cuentas de fondo como indicadores de fallo, configuración de las agrupaciones de detectores y establecimiento de los niveles de alarma a partir de los ensayos con fuentes.

**Procedimiento de verificación:**

A partir de la experiencia de funcionamiento se diseñó un procedimiento de verificación periódica cuyo objeto es comprobar el mantenimiento de los parámetros establecidos y describir las pruebas de funcionamiento. Incluye la comprobación de la alta tensión con objeto verificar la alta tensión de operación óptima de cada detector. Durante esta prueba, se realizan contajes a cada uno de los sucesivos voltajes, desde 500 hasta 1400 voltios,

en pasos de 50 voltios. Se realiza tanto sin fuente (Scan de fondo) como con fuente (Scan con fuente), estableciendo criterios de aceptación para cada caso.

Describe asimismo las pruebas de superación de umbrales alarmas con fuentes de Ra y Co y las pruebas reproducibles del sistema para el fondo y con distintas fuentes.

**Procedimiento de vigilancia de vehículos:**

Este procedimiento tiene como objeto describir la operación rutinaria del Sistema BICRON ASM-III mod. 6.000, así como el proceso a seguir para la vigilancia radiológica complementaria de entrada y salida de vehículos del Emplazamiento, las actuaciones a considerar en el caso de que se superen los valores de alarma al paso de material desclasificado o convencional y el tratamiento de los periodos de inoperabilidad del sistema.

**Incremento de fondo:**

Esta alarma puede aparecer en cualquier momento entre dos medidas y al aproximarse un vehículo, pero antes de que intercepte las células de detección y puede deberse a la presencia próxima de transportes de residuos o de fuentes.

**Superación de los umbrales de alarma:**

Las acciones a seguir en función del caso son las siguientes:

**Material desclasificado condicional:** en función del tipo de desclasificación decretado para el material, es razonable esperar que se provoquen aumentos de la medida por encima de los valores de tarado. En este caso, se evaluará si el incremento del fondo está cualitativamente en consonancia con el tipo de material y los niveles de desclasificación aplicados al mismo y los valores de actividad gamma medidos por espectrometría.

**Determinación de presencia de huecos:** La existencia de grandes huecos en la carga, en la zona en la que se ha detectado el incremento, así como una amplia separación entre la cabina del conductor y la caja de carga pueden provocar la aparición de incrementos de la medida no relacionados con la presencia de material radiactivo.

**Determinación del elemento que produce el incremento:** Se determinará mediante instrumentación portátil si el incremento del fondo es producido por la caja de carga o si procede de otros elementos del camión. Si se trata de la carga debe investigarse si es debido a restos de elementos naturales (fosfatos, cementos, etc), el muestreo y análisis del material permitirá descartar la presencia de isótopos artificiales. Si la zona donde se detecta el aumento se corresponde con la cabina del camión, verificar si el conductor ha sido sometido a pruebas o tratamientos con isótopos radiactivos.

**Incremento debido a la carga:** Si se determina que el incremento del fondo es debido a la carga, se procederá a investigar qué elemento de ella lo provoca. Para ello, se utilizará instrumentación portátil para aislar el/los materiales responsables y segregarlos en la propia caja o en un lugar acotado. Una vez segregado, se procederá a llevar a cabo una nueva medida del vehículo en el pórtico con el material que a priori no presenta problemas.

**Actuación en caso de inoperabilidad:** En aquellos momentos en los que no esté operable el Sistema, la vigilancia radiológica complementaria de vehículos se realiza mediante instrumentación portátil. Las actuaciones subsiguientes a la medida serán en cada caso las mismas que las descritas anteriormente adoptándose como criterio de alarma de superación el incremento de 0,3 uSv/h. para material convencional o desclasificado.

#### **ALCANCE DE LOS CONTROLES REALIZADOS DURANTE EL DESMANTELAMIENTO**

Los datos globales sobre alcance de controles realizados con el pórtico durante el desmantelamiento y hasta 30/09/2003, son los siguientes:

Material desclasificado: volumen controlado 14.694 m<sup>3</sup>, con una masa total de 8.012.040 kg.

Material convencional: masa total 7.894.825 kg. En 940 transportes controlados.

#### **NORMATIVA DE REFERENCIA**

En la actualidad sólo hay algunas normas y guías que definen las características técnicas y funcionales de los pórticos situados en las fronteras, pero éstas no se aplican a los pórticos situados en las industrias del metal.

Las normas que se enumeran indican las características que han de tener y los ensayos que han de superar los pórticos, que se han de instalar en las fronteras o en puntos estratégicos. Algunas de las características y los ensayos, que describen se pueden aplicar a los pórticos que están operativos en las industrias del metal y otros ámbitos.

Norma ANSI-N42-35: 2004. *Evaluación y Comportamiento de los Monitores de tipo Pórtico para la Detección de la Radiación para su empleo en la Seguridad de la Nación.*

Norma ISO-22188: 2004. *Control del movimiento inadvertido y del tráfico ilícito de material radiactivo.*

La Norma ANSI-N42-28-WD-Borrador: 2004. *Criterios del Comportamiento de los Monitores de Pórtico basados en la Espectroscopia empleados para la seguridad de la Nación.*

La Guía Técnica de la IAEA TS-1-1240: 2006. *Especificaciones técnicas y operativas de los equipos de medida en las fronteras.*

Protocolo voluntario. Borrador. UNECE: 2006. *Recomendaciones internacionales para la medida y los procesos de respuesta para el material radiactivo en el material metálico de reciclado.*



## **EXPERIENCIA OPERACIONAL DE LA SALA DE CALIBRACIÓN DE ENRESA EN C.A. CABRIL**

**C. Correa<sup>1</sup>, J.L. Pinilla<sup>2</sup>, L. Fuentes<sup>2</sup>, E. Alcaide<sup>3</sup>**

<sup>1</sup>ENRESA. Unidad Técnica de Protección Radiológica. Madrid. <sup>2</sup>ENRESA. Servicio de Protección Radiológica de C.A. Cabril. Córdoba. <sup>3</sup>BERINCO S.A.U., Madrid.

### **INTRODUCCIÓN**

Enresa dispone en el Centro de Almacenamiento de residuos de El Cabril, de un laboratorio para la calibración de equipos de medida de la radiación. Dicho laboratorio se puso a punto en el año 1997, desarrollándose los procedimientos aplicables a la calibración de los haces y de equipos de medida de la radiación.

El laboratorio está dotado de un irradiador con diferentes fuentes radiactivas, los equipos patrón y un sistema informático para facilitar la tarea periódica de la calibración, la toma y tratamiento de datos que está basada en los procedimientos desarrollados. Inicialmente se calibraron dos de los haces disponibles, procediéndose a calibrar un haz más, con el objeto de aumentar el rango de niveles de tasa de exposición disponible. Periódica-



mente se realizan unos controles de sala y su equipamiento para asegurar su óptima operatividad.

Durante estos años se han calibrado monitores y sondas de radiación que se utilizan habitualmente en C.A Cabril, con la periodicidad indicada en los procedimientos internos de la instalación. Asimismo desde que dejó de estar operativa la sala de calibración de CN Vandellós 1 por el desmantelamiento de la misma, se han calibrado monitores, sondas y dosímetros de lectura directa que desde entonces se han utilizado con fines de protección radiológica, mientras han continuado los trabajos de desmantelamiento de Vandellós 1, y de acuerdo con el programa de calibración de equipos del Servicio de PR de dicha instalación. Por último, se han calibrado algunos equipos para utilizarlos en otras operaciones de Enresa.

En este trabajo se describe la experiencia operativa de la sala de calibración tanto desde el punto de vista de los controles que se realizan periódicamente, como de los equipos que en ella se calibran

## DESCRIPCIÓN DE LA SALA DE CALIBRACIÓN

La Sala de Calibración está constituida básicamente por los componentes siguientes:

- Local de dimensiones suficientes y adecuadamente blindado.
- Sistema de irradiación multifuente.
- Sistema de posicionado de los detectores.
- Sistema de control de la sala.

### Local

Las dimensiones de la sala deben garantizar que se minimiza la contribución de radiación retrodispersada en el haz, siendo además necesaria una distancia fuente-detector de al menos 1 metro.

En base a estas consideraciones y la norma ISO 4037-1979, las características de la Sala de Calibración son las siguientes:

- 3 metros de ancho, 6 metros de largo y 3 metros de altura.
- Muros de hormigón.

### Sistema de irradiación múltiple

El irradiador modelo NI-643, es un aparato que alberga 6 fuentes radiactivas en condiciones de seguridad y proporciona un haz de radiación colimado.

Las fuentes se encuentran introducidas en un blindaje cilíndrico de plomo, distribuidas de forma circular en un tambor-selector tipo revólver, de manera que se puede seleccionar la fuente deseada.

Las fuentes radiactivas que alberga el proyector, y la actividad en fecha de calibración son:

Radionuclido	Actividad
Cs-137:	3,7 E+5 MBq (10 Ci), 3,7 E+4 MBq (1 Ci), 3,7 E+3 MBq (0,1Ci).
Am-241:	3,7 E+4 MBq (1Ci)
Co-60	3,7 E+4 MBq (1Ci)

Con las fuentes de Cs-137, se consiguen campos de radiación gamma con los que se pueden calibrar equipos de medida de tasa de dosis equivalente ambiental entre 2 E-03 mSv/h hasta 0,3 E-01 Sv/h.

### Sistema de posicionado

El sistema de posicionado o banco de posicionamiento se compone de una bandeja y soportes de altura regulable que se desplaza sobre raíles, por medio de un sistema de cremallera provisto de motor. Todo el banco está fabricado de aluminio y otros elementos ligeros. El mando de movimiento horizontal de los soportes se realiza desde el pupitre de control.

El banco de posicionamiento tiene una longitud útil de 3 metros, con una precisión en la selección de la distancia de  $\pm 2$  mm. Un sistema de circuito de televisión permite visualizar desde el pupitre de control la distancia fuente-detector.

### Sistema de control

Todos los procesos de funcionamiento del laboratorio son totalmente telemandados desde el pupitre de control o consola de control situado en la sala de mando contigua a la Sala de Calibración.

Desde la consola se puede seleccionar cualquiera de las fuentes radiactivas, abrir y cerrar el obturador, variar la distancia fuente-instrumento, y, en general, controlar las operaciones realizadas en la Sala.

## CONTROLES DE LA SALA DE CALIBRACIÓN

La sala de calibración está sometida a unos controles para asegurar su operatividad. Estos controles vienen especificados en el procedimiento "Calibración Haz Radiación" y afectan tanto al equipamiento del laboratorio como a los haces de radiación.

Los controles especificados son los siguientes:

### Cámaras de ionización patrón:

Se dispone de un electrómetro modelo 192A no serie 501161013 con cámaras de ionización PR-18 no serie CII-1.89043 y cámara de ionización PM-500 no serie CII-527630.

Adicionalmente se tiene un conjunto electrómetro Ionex Dosemaster modelo 2590<sup>a</sup> n° serie 225 cámara de ionización NE 2575C n° serie 428.



Este equipamiento se calibra en un laboratorio acreditado cada cuatro años y se le somete a una verificación de la estabilidad mensualmente.

En cuanto a las medidas de la estabilidad de las cámaras, se han venido realizándose desde marzo de 1997 hasta la actualidad observándose un comportamiento estable con el tiempo, con un ligero aumento de la corriente de fugas.

#### **Determinación de los valores en algunos puntos del haz.:**

El objeto de este control es asegurar el mantenimiento de las calibraciones originales de los haces. Inicialmente cada año se verificaban tres puntos para cada haz (10 Ci, 1 Ci y 100 mCi de Cs-137), pasando dicha verificación a realizarse cada tres años, dado que los valores de variación con respecto a los valores originales se han mantenido por debajo del 1%.

#### **Verificación de la alineación proyector del haz-banco de posicionamiento:**

Inicialmente se alineó la bancada respecto al irradiador, y se niveló sobre el eje longitudinal y transversal del banco porta-equipos, cuantificándose la precisión de la alineación.

Periódicamente se verifica que con la operatividad de la sala no se han producido cambios en la alineación inicial. Este control se ha venido realizando cada dos años. Debido a que no se observan cambios significativos, se va a variar la frecuencia de este ensayo a cuatro años.

#### **Determinación del tiempo efectivo de irradiación:**

El tiempo de irradiación real es un parámetro fundamental que depende del sistema neumático de apertura y cierre del irradiador. Por ello hay que hacer un control de que se mantiene dentro de las condiciones iniciales, estando además este sistema sometido a un mantenimiento anual.

En un principio la verificación de este parámetro se realizaba anualmente. Posteriormente dada la estabilidad del sistema de obturación este control se realiza cada tres años. No obstante, siempre que se va a realizar la verificación de los puntos del haz o que se sospeche que ha habido algún cambio de las condiciones iniciales, se realiza una medida inicial del tiempo efectivo de irradiación.

#### **Equipos para el control de las condiciones ambientales:**

Se dispone de un Termómetro de un Termómetro digital de marca Comark modelo C9091 n° serie 25590/2, un Barómetro Aneroide marca Lambrecht n° serie 98743, y un Termohigrógrafo marca Thies Clima modelo 1.065.00.011 n° serie 0794208.

Todos ellos permiten controlar que los parámetros ambientales se mantienen dentro de los rangos estableci-

dos. Adicionalmente la temperatura y la presión se utiliza para la corrección de las medidas realizadas con equipos que se ven afectados por las condiciones ambientales.

La calibración de estos equipos se realiza cada dos años en un laboratorio acreditado.

#### **Aplicación informática para el tratamiento de datos:**

Para facilitar la tarea periódica de la calibración, toma y tratamiento de datos, eliminar posible errores, aumentar la precisión y rapidez de los cálculos y facilitar la sistemática del proceso, se desarrolló una aplicación informática basada en los procedimientos de calibración aplicables. Esta aplicación sirve para dos procesos: Calibración del haz de radiación y Calibración de los equipos de medida.

Previamente a la utilización de este programa se realizó un proceso de validación del mismo. Para ello se procedió a comparar los resultados de cada formato que se obtiene del programa, con los mismos formatos pero calculados manualmente de manera independiente.

Adicionalmente, esta aplicación almacena una ficha de datos de cada equipo calibrado y los datos de las calibraciones realizadas. De esta manera se puede obtener los datos históricos y analizar el comportamiento a largo plazo de cada equipo.

### **EXPERIENCIA OPERATIVA EN CALIBRACIÓN DE EQUIPOS**

En este laboratorio se realizan las calibraciones de equipos de medida de la radiación de la instalación de C.A. Cabril. La frecuencia de calibración de estos equipos está fijada en el procedimiento de calibración y verificación de equipos de la instalación. En general se calibran cada dos años los equipos portátiles de medida de la radiación. Estos equipos pueden ser compactos o incorporar una sonda externa, así como con diferentes rangos de medida.

Durante los diez años de operación de la sala, se han calibrado 26 equipos de medida de la radiación, pertenecientes al Servicio de PR de la instalación, con la frecuencia indicada anteriormente. En total se han realizado aproximadamente unas 125 calibraciones de equipos.

Asimismo, desde 2005 se realiza la verificación anual de los dosímetros electrónicos de lectura directa, irradiándolos durante un tiempo prefijado y comparando el valor acumulado con el calculado según la calibración del haz utilizado. Se han verificado entre los años 2005 y 2006 un total de 235 dosímetros electrónicos de lectura directa.

En este laboratorio, se han realizado también las calibraciones de los equipos de medida de la radiación que se han utilizado durante el desmantelamiento de Vande-



llos 1, cuando la sala de calibración de dicha instalación tuvo que ser desmantelada. En total se han calibrado 10 equipos de medida de la radiación con una frecuencia de calibración de cada tres años. Adicionalmente, se han verificado 178 dosímetros de lectura directa.

Eventualmente se han realizado calibraciones de equipos de medida de la radiación pertenecientes a la UTPR de Enresa. Fundamentalmente se han calibrado radiómetros portátiles y sondas para medida a distancia de alto rango, para su utilización en trabajos de desmantelamiento.

Adicionalmente, a partir del año 2008 se van a realizar las verificaciones de los dosímetros de lectura directa que se están utilizando en los trabajos que está realizando Enresa de desmantelamiento, en Ciemat.

## RESUMEN Y CONCLUSIONES

Enresa dispone de una sala para calibrar equipos de medida de la radiación operativa desde hace diez años, en el C.A de El Cabril. Durante este tiempo ha sido muy útil para calibrar los equipos del Servicio de PR de la instalación, y adquirir una amplia experiencia en el man-

tenimiento de la sala y su equipamiento, así como en la calibración de equipos.

Este laboratorio ha servido para calibrar otros equipos de Enresa, necesarios fundamentalmente para trabajos de desmantelamiento. Dado el alto número de dosímetros electrónicos de lectura directa que requiere Enresa en sus trabajos actuales, las verificaciones de estos equipos se van a realizar en este laboratorio.

## REFERENCIAS

1. 6.3.423 (G) ENRESA *Procedimiento Calibración Haz de Radiación 1996*.
2. 6.3.422 (G) ENRESA *Procedimiento de Calibración de equipos de medida de la Radiación 1996*.
3. IP-EN-001. ENRESA. *Instrucciones de calibración de equipos y sondas FAG. 1997*.
4. A10-IF-UT-0018. ENRESA. *Estabilidades de las cámaras PM-500 y PR-1800. 2000*.
5. A10-IF-UT-0027. ENRESA. *Informe de validación del programa SALCAL. 2001*.
6. A10-IF-UT-0024. ENRESA. *Informe de verificación de puntos de haces calibrados. 2006*.



# SISTEMA DE CONTROL DE LOS EQUIPOS DE MEDIDA DE LA UNIDAD TÉCNICA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA (UTPR) DE ENRESA

M.T. Ortiz <sup>1</sup>, J.R. Tamayo <sup>2</sup>, J.A. López <sup>2</sup>, J. Sevilla<sup>2</sup>, J.A. García<sup>1</sup>

<sup>1</sup>ENRESA. Unidad Técnica de Protección Radiológica. Madrid <sup>2</sup>AdQ, Ad Qualitas.Madrid

## INTRODUCCIÓN

ENRESA es responsable de operar, los centros de almacenamiento de residuos radiactivos que estén operativos en cada momento y de la ejecución de los Planes de Desmantelamiento y Clausura de las Centrales Nucleares y de otras instalaciones, que se rigen en materia de Protección Radiológica por la reglamentación en vigor y por las indicaciones de la autoridad competente, disponiendo en cada una de ellas de los medios necesarios de PR documentados en los correspondientes Manuales

de Protección Radiológica que han sido presentados en su día a la Administración.

Adicionalmente, ENRESA realiza operaciones, tanto en instalaciones de algún modo reglamentadas, como fuera de ellas, que pueden llevar asociado un riesgo radiológico y cuyos aspectos de Protección Radiológica están cubiertos por la Unidad Técnica de Protección Radiológica (en adelante UTPR) de ENRESA, salvo que expresamente la responsabilidad de la PR recaiga en otro agente distinto, en función del lugar donde se realice la operación o del tipo de operación.

La UTPR de ENRESA cuenta con la correspondiente autorización del CSN desde el año 1990 de acuerdo con el punto 1 del artículo 24 del Reglamento de Protección sanitaria contra radiaciones ionizantes. Y su autorización fue revisada en octubre de 2004 para incluir Vandellós 1 en latencia y proyecto pimi-desmantelamiento.

Para desempeñar las actuaciones descritas dispone de diverso equipamiento para realizar medidas radiológicas, ya sean desde el punto de vista de protección radiológica como para realizar caracterizaciones de residuos radiactivos. Entre estos equipos se encuentran los siguientes:

- Dosímetros digitales de lectura directa con alarma.
- Equipos de medida de la tasa de dosis de bajo y alto rango y con sonda extensible y para medidas bajo agua.
- Equipos de medida de la contaminación superficial con sondas Geiger-Müller, o de centelleo o con detectores proporcionales.
- Equipos fijos de medida de la contaminación en personas de tipo p $\acute{o}$ rtico o pies-manos.
- Equipos de medida de la contaminación en aire alfa y beta-gamma en continuo.
- Equipos de medida de la intensidad de dosis neutr $\acute{o}$ nica.
- Equipos espectr $\acute{o}$ metros port $\acute{a}$ tiles.
- Equipos muestreadotes de aire y calibradores de caudalímetros.
- C $\acute{a}$ maras de ionizaci $\acute{o}$ n para su uso en campo y para calibrar los haces de las fuentes de irradiaci $\acute{o}$ n de la sala de calibraci $\acute{o}$ n.

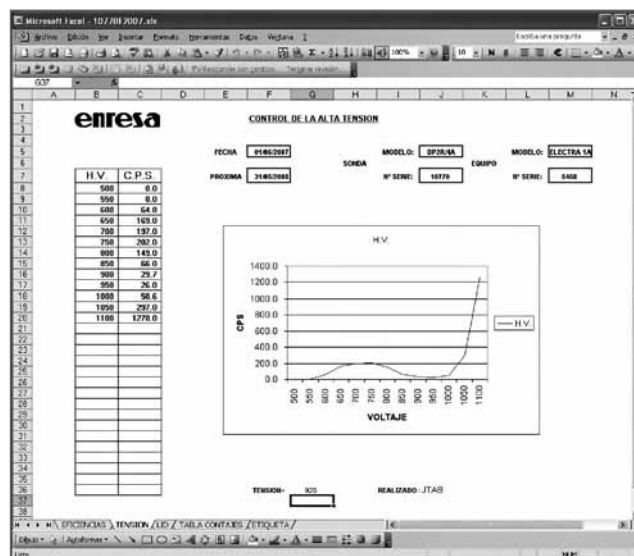


Los equipos de medida de la UTPR est $\acute{a}$ n sometidos a un sistema de control que incluye por un lado un programa de verificaciones y calibraciones dependiendo de las caracter $\acute{a}$ sticas t $\acute{e}$ cnicas de los equipos y su uso posterior, y por otro lado de una base de datos en la que se recoge el inventario de equipos, sus caracter $\acute{a}$ sticas y el programa de verificaciones y calibraciones de cada equipo. La frecuencia de las verificaciones y calibraciones est $\acute{a}$ n basadas en la normativa del Ministerio de Industria y en la propia experiencia de la UTPR.

## CONTROL Y VERIFICACI $\acute{O}$ N DE LOS EQUIPOS

El programa de control de que se lleva a cabo se realiza en base al procedimiento de detalle para la verificaci $\acute{o}$ n y calibraci $\acute{o}$ n de equipos de la UTPR.

El personal de la UTPR es responsable de la realizaci $\acute{o}$ n y control de estas actividades que se llevan a cabo semestralmente para la verificaci $\acute{o}$ n y cada cuatro a $\acute{o}$ os para la calibraci $\acute{o}$ n en un laboratorio acreditado realiz $\acute{a}$ ndose asimismo una verificaci $\acute{o}$ n con fuente semestralmente.

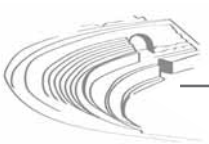


Las fuentes utilizadas en las determinaciones son de caracter $\acute{a}$ sticas compatibles con el detector; en particular se debe tener en cuenta el tipo de emisi $\acute{o}$ n de la fuente, su energ $\acute{a}$  y la geometr $\acute{a}$  fuente-detector.

Todos aquellos equipos nuevos con su correspondiente certificado de calibraci $\acute{o}$ n inicial, en el caso de radi $\acute{a}$ metros, y el resto de equipos son sometidos a un control de verificaci $\acute{o}$ n inicial. En el caso de radi $\acute{a}$ metros la calibraci $\acute{o}$ n se repetir $\acute{a}$  cada cuatro a $\acute{o}$ os y la verificaci $\acute{o}$ n de estos y el resto se realizara cada seis meses.

En la verificaci $\acute{o}$ n de los equipos se tiene en cuenta el estado f $\acute{a}$ sico del equipo, el estado de carga de las bater $\acute{a}$ as, o la tensi $\acute{o}$ n de red si es el caso y la determinaci $\acute{o}$ n y ajuste de la alta tensi $\acute{o}$ n en aquellos equipos que lo permiten, determinaci $\acute{o}$ n de la eficiencia, estado de la ventana de la sonda, y el contenido de gas de la misma, cuando sea el caso.

Las copias de las solicitudes de calibraci $\acute{o}$ n emitidas y los certificados de calibraci $\acute{o}$ n cuando se reciben, as $\acute{ı}$  como los formatos con los registros de la cumplimentaci $\acute{o}$ n de las verificaciones funcionales y peri $\acute{o}$ dicas que



dan archivados con la documentación de cada equipo.

Una vez calibrados y/o verificados los equipos se etiquetan con los datos de su identificación, las fechas de verificación y/o calibración y su fecha próxima.

**PROGRAMA INFORMÁTICO DE GESTIÓN DE EQUIPOS**

Todos equipos están inventariados y existe una relación actualizada. Esto implica un control sistemático y ordenado del todo el proceso con el fin de garantizar el sistema de control para el desarrollo de las actividades de la UTPR.



Para ello la UTPR ha desarrollado una base de datos de gestión orientada al control de los equipos de medida en la que se recoge la siguiente información:

- Equipo
- Marca
- Modelo
- Número de serie
- Número de inventario
- Fecha de adquisición
- Fecha de baja
- Ubicación
- Estado del equipo



- Rango de medida
- Condiciones de almacenamiento
- Limitaciones de uso
- Observaciones

En la parte correspondiente a los valores obtenidos en las verificaciones y/o calibraciones, la base de datos informatizada se registra los siguientes datos:

- Datos de cálculos de la determinación de la eficiencia
- Datos de la calibración
- Calculo de la alta tensión
- Determinación del Límite Inferior de Detección (L.I.D.)
- Determinación del Fondo Máximo Admisible
- Fecha de calibración
- Fecha de próxima calibración
- Fecha de verificación
- Fecha de próxima verificación.

**CONCLUSIONES**

El sistema de control de equipos de la UTPR se realiza en base al procedimiento para la verificación y calibración de equipos. Las actividades que se realizan para llevar a cabo dicho programa son la verificación funcional, la verificación con fuente para el calculo de eficiencias, la obtención de curvas de respuesta, verificación de la alta tensión, calibración en laboratorio acreditado, documentación, etiquetado, etc.

La aplicación desarrollada por la UTPR de ENRESA posibilita la gestión integral del estado y el control de los equipos con la información general de los datos, los datos técnicos



de las características de los equipos, datos de su calibración y/o verificación y datos históricos y de mantenimiento.

La aplicación se caracteriza por su facilidad de uso, entorno visual, la posibilidad de dar de altas y bajas de equipos, editar sus características, consultar el historial de cada equipo, la creación de informes de equipos a calibrar y/o verificar, posibilidad de realizar filtros de selección en función de diferentes criterios, control de las fuentes de verificación.

# DISEÑO DE UN DETECTOR DE NEUTRONES $4\pi$ PARA DESPEC

A. Poch, V. Gorlychev, G. Cortés, C. Calviño, C. Pretel, M.B. Gómez Hornillos, P. Blanch

Secció d'Enginyeria Nuclear. Universitat Politècnica de Catalunya. Barcelona

## INTRODUCCIÓN

El experimento DESPEC (DEcay SPECTroscopy) tiene entre sus objetivos el estudio de la emisión de neutrones retardados por desintegración beta. Se ha realizado un estudio preliminar para el diseño de un detector de neutrones de geometría  $4\pi$  para el experimento DESPEC. Para realizar dicho estudio se han utilizado técnicas de Monte Carlo, empleando el código de simulación MC-NPX 2.5c instalado en el clúster ARGOS, que dispone de 32 PCs y está ubicado en la Sección de Ingeniería Nuclear de la UPC. Las simulaciones realizadas han aportado información sobre las dimensiones óptimas de dicho detector y otras características importantes previas a su construcción.

## DETECTOR DE NEUTRONES

El detector propuesto para el experimento DESPEC está constituido por un bloque de polietileno de  $60 \times 60 \times 80$  cm<sup>3</sup> y tres anillos concéntricos (A, B y C) formados por detectores de neutrones de BF<sub>3</sub> y <sup>3</sup>He. El bloque dispone de un orificio central de 24 cm de diámetro que atraviesa todo el bloque entre las dos caras de  $60 \times 60$  cm<sup>2</sup>. En la *figura 1* se puede observar la configuración del detector.

El orificio central permite la entrada del haz de iones de los isótopos a analizar, que al impactar en el blanco ubicado en el centro del detector, se implantarán en un blanco especialmente diseñado. Una vez implantados en el blanco, el dispositivo será capaz de detectar los neutrones retardados emitidos por las desintegraciones beta de dichos isótopos.

Cada anillo de contadores proporcionales tiene las siguientes características:

Anillo A: Dispone de 16 detectores de neutrones de <sup>3</sup>He, distribuidos uniformemente en toda la circunferencia concéntrica con el eje que pasa por el centro del bloque, con un radio de 13,6 cm.

Anillo B: Dispone de 20 detectores de neutrones de BF<sub>3</sub>, distribuidos uniformemente en toda la circunferencia concéntrica con el eje que pasa por el centro del bloque, con un radio de 19,2 cm.

Anillo C: Dispone de 24 detectores de neutrones de BF<sub>3</sub>, distribuidos uniformemente en toda la circunferencia concéntrica con el eje que pasa por el centro del bloque, con un radio de 24,8 cm. Se trata del anillo más externo.

Las paredes externas del bloque de polietileno están recubiertas por una capa de 1 cm de espesor de B<sub>4</sub>C, con la finalidad de que el boro absorba los neutrones de fondo.

## MÉTODO Y TRABAJO REALIZADO

Para llevar a cabo la caracterización del detector de neutrones se ha realizado un estudio mediante simulación Monte Carlo del transporte de los neutrones en todos los elementos que forman el detector. Las simulaciones Monte Carlo se han realizado empleando el código MC-NPX 2.5.0c, que se encuentra instalado en un clúster de PCs de la Sección de Ingeniería Nuclear de la UPC.

Para realizar las simulaciones se ha reproducido la geometría del detector introduciendo algunas simplificaciones. En primer lugar, los detectores de <sup>3</sup>He se han simplificado representando únicamente el volumen de detección como cilindros de 30 cm de longitud y 2,5 cm

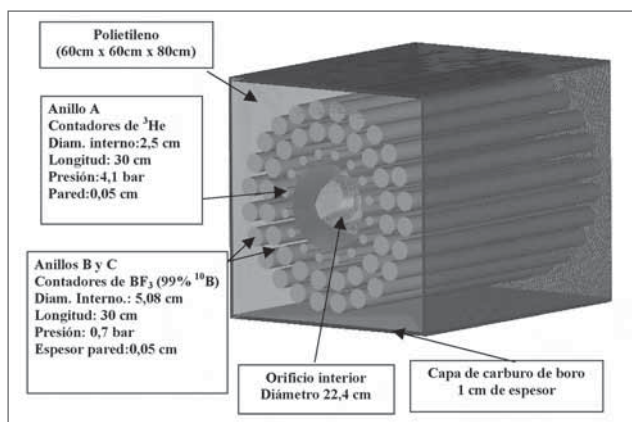
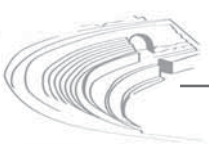


Figura 1. Vista en tres dimensiones del detector de neutrones. Se puede observar el bloque de polietileno, los tres anillos de contadores proporcionales, el orificio interior y la capa externa de carburo de boro.



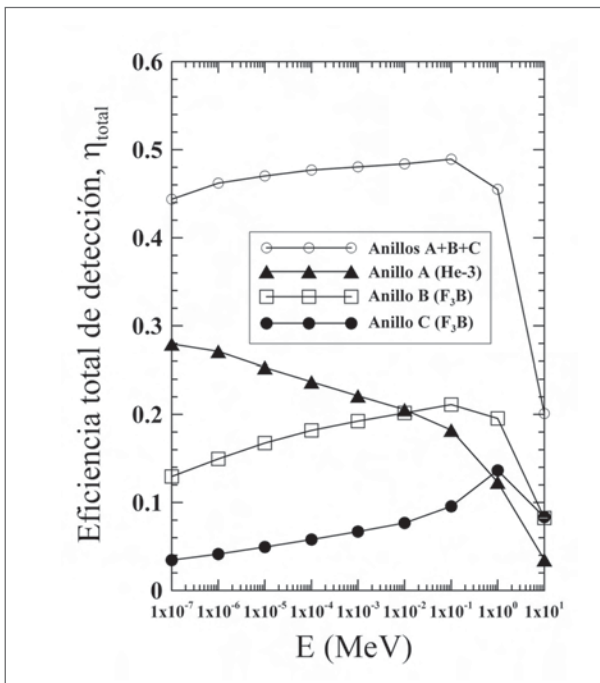


Figura 2. Eficiencia de detección total para cada anillo de contadores y eficiencia total del detector.

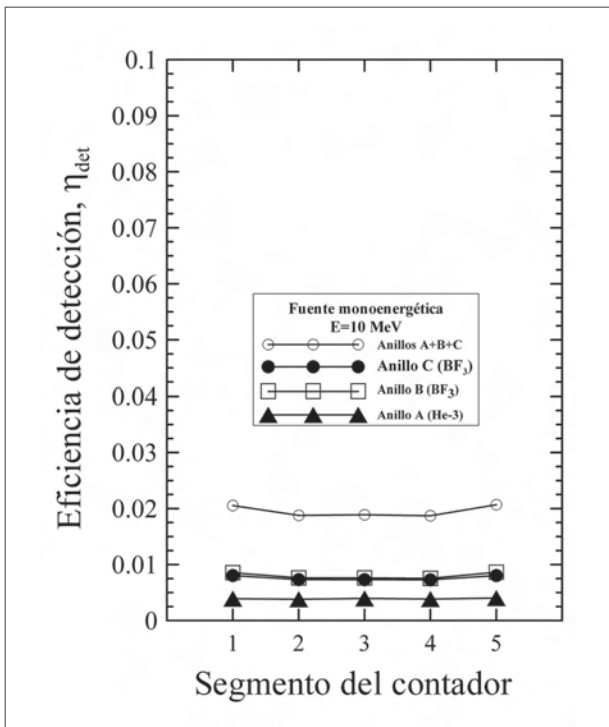


Figura 3. Eficiencia de detección de cada segmento de los contadores proporcionales de los tres anillos, para una fuente de neutrones monoenergética con  $E_n=10$  MeV.

de diámetro interno, con paredes de acero inoxidable de 0,05 cm de espesor, llenos de  $^3\text{He}$  con una densidad correspondiente a la presión de 4 bar. Para modelar los detectores de  $\text{BF}_3$  se ha realizado una simplificación similar a la anterior, con la diferencia que en este caso los cilindros tienen un diámetro interno de 5,08 cm y unas paredes de acero inoxidable de 0,05 cm de espesor, con un gas de llenado de  $\text{BF}_3$  a una presión de 0,7 bar y un enriquecimiento isotópico de  $^{10}\text{B}$  del 99%.

Cada detector se ha dividido en 5 partes iguales en la dirección longitudinal, cada una de las cuales tiene 6 cm de longitud. De esta forma se podrá evaluar como varía la detección de los neutrones en función de posición en el interior del bloque de polietileno.

El detector de neutrones dispone en la parte central de un blanco sobre el que al impactar el haz de isótopos radiactivos y ser implantados, cuando sufran una desintegración beta emitirán los neutrones retardados que deseamos detectar. Esto significa que, en lo que respecta a la simulación, disponemos en el centro del bloque de polietileno de una fuente puntual de neutrones con energías del orden del MeV.

Las magnitudes estudiadas con las simulaciones MC son las siguientes:

1. Eficiencia de detección de neutrones para los contadores proporcionales.
2. Eficiencia de detección de neutrones global de todo el dispositivo.
3. Eficiencia de detección de cada segmento de los contadores proporcionales.

Eficiencia del detector. En la *figura 2* se ha representado la eficiencia total del detector y la eficiencia total de cada anillo. Esta eficiencia cuantifica la relación entre los neutrones absorbidos dividido entre el número de neutrones emitidos por la fuente.

La eficiencia total de los anillos B y C tiene un máximo entre 0,1 MeV y 1 MeV, en cambio la eficiencia total del anillo A tiene un máximo para energías del orden de 0,1 eV. De esta forma la eficiencia total del detector será más o menos constante entre un rango de energías entre 0,1 MeV y 1 MeV con un valor que varía entre 0,44 y 0,49.

### EFICIENCIA EN FUNCIÓN DE LA POSICIÓN EN EL DETECTOR

Se presentan los resultados obtenidos al determinar la respuesta de cada uno de los 5 segmentos en que se ha dividido cada contador proporcional. Se ha determinado la eficiencia de detección total de cada uno de dichos segmentos para cada anillo.

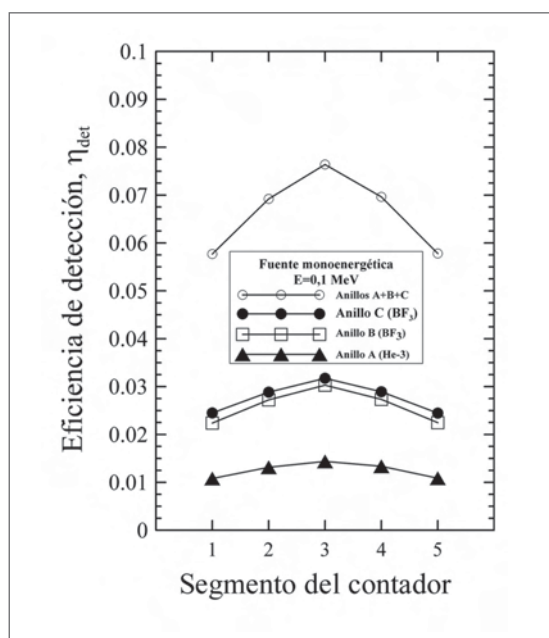


Figura 4. Eficiencia de detección de cada segmento de los contadores proporcionales de los tres anillos, para una fuente de neutrones monoenergética con  $E_n=0,1$  MeV

Se comprueba que para energías altas (figura 3), la eficiencia es bastante constante a lo largo de los 30 cm del detector. Esto implica que para detectar neutrones de estas energías con una mayor eficiencia se podría

emplear un detector de mayor longitud, de forma que se incrementase el número de neutrones que interaccionan con el volumen de detección.

Para una fuente de neutrones con una energía de 0,1 MeV (figura 4), si comparamos la eficiencia en el extremo del detector con la eficiencia en el centro la variación es de un 25%. Esto implica que para estas energías no es necesario utilizar detectores de longitud superior a 30 cm.

## CONCLUSIONES

Se ha determinado, mediante simulación Monte Carlo, la eficiencia de detección de un detector de neutrones con geometría  $4\pi$  para el proyecto DESPEC. La eficiencia obtenida para un rango de energías de los neutrones entre 0,1 eV y 1 MeV varía entre un 44% y un 48,9%.

A elevadas energías los extremos y la zona central tienen eficiencias similares debido a que se compensan dos fenómenos: los extremos ven la fuente de neutrones con un ángulo sólido menor que la zona central, pero por otro lado, la zona central recibe menos neutrones moderados que los extremos. Los resultados representan una primera aproximación a las dimensiones óptimas para la construcción del detector de neutrones con geometría  $4\pi$ .

En posteriores estudios se incluirá una geometría más detallada de los detectores de  $^3\text{He}$  y  $\text{BF}_3$  y se modificarán las dimensiones del bloque de polietileno y diámetro de los anillos de detectores en función de los resultados obtenidos.



## SERVICIOS DE ASISTENCIA EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA AL CENTRO DE INVESTIGACIÓN EUROPEO JRC-ISPRA (ITALIA)

B. Lamela<sup>1</sup>, F. Graboleda<sup>1</sup>, J.T. Ruiz<sup>2</sup>

<sup>1</sup> IBERDROLA Ingeniería y Construcción S.A.U. Madrid. <sup>2</sup> Logística y Acondicionamientos Industriales, S.A.Madrid.

Desde Abril del 2007, IBERDROLA Ingeniería y Consultoría S.A.U. junto con la empresa LAINSA, Logística y Acondicionamientos Industriales S.A., presta apoyo a la Unidad NDFMU "Nuclear Decommissioning and Facili-

ties Management Unit" del Centro de Investigación asociado de la Comisión Europea JRC-ISPRA, en Italia, gestionando el Servicio Externo de Protección Radiológica.

El Joint Research Centre, JRC, es una organización in-



tegrante de la Comisión Europea, cuya misión es dar soporte científico y técnico a los países miembros, en cuanto a concepción, desarrollo, implementación y seguimiento de las políticas conjuntas. El JRC lo integran siete Institutos, cada uno de ellos dedicado a diferentes especialidades y ubicados en cinco países de toda Europa.

El JRC de ISPRA, situado a 60 km al noreste de Milán, alberga tres de estos Institutos:

- IPSC: Institute for the Protection and Security of the Citizen
- IES: Institute for Environment and Sustainability
- IHCP: Institute for Health and Consumer Protection

A estos se añade el Ispra Site Directorate (ISD) al que pertenece la Unidad NDFMU responsable de la gestión del programa D&WM en el emplazamiento.

El programa "Decommissioning and Waste Management" está encaminado a la progresiva eliminación de las restricciones históricas y futuras del emplazamiento, devolviendo al mismo su estado de "no peligroso desde el punto de vista radiológico", nivel 3 según las recomendaciones de la IAEA (International Atomic Energy Agency).

Las líneas de actuación que se siguen para la implantación de este programa son:

- Asegurar que las instalaciones en parada funcional se mantienen en un estado seguro de conservación cumpliendo con la reglamentación vigente y los requisitos específicos del emplazamiento.
- Mantener la trazabilidad de los materiales y realizar



Figura 1.- Joint Research Centre ISPRA (Italia)

caracterizaciones radiológicas del emplazamiento y de los residuos existentes.

- Minimizar la cantidad de material nuclear residual mediante su reciclado, maximizando la cantidad de material que puede ser excluido del control regulador (desclasificación) y minimizando el volumen de residuos radiactivos que deberán ser almacenados temporalmente en el propio emplazamiento.
- Asegurar el correcto cumplimiento con la planificación y el presupuesto del programa teniendo en cuenta aspectos de seguridad, medioambientales, regulatorios y económicos.
- Identificar las mejores vías de gestión, dotándose de capacidad de almacenamiento para los residuos existentes y futuros.
- Dotarse de las tecnologías apropiadas y fomentar el uso de la industria existente.
- Conseguir y mantener el apoyo al programa de los promotores, promocionando el dialogo con ellos y poniendo especial énfasis en las actividades de comunicación.
- Difundir el know-how y la experiencia adquirida en beneficio de futuras generaciones.

El programa D&WM se divide en cinco grupos de proyectos, abarcando actividades tanto técnicas como de apoyo:

- Instalaciones de Residuos Radiactivos que incluye el diseño, construcción, licencia etc de instalaciones de gestión de residuos radiactivos para la caracterización, pretratamiento, acondicionamiento y almacenamiento temporal o definitivo del material residual.
- Gestión de residuos
- Gestión de material nuclear y de agua pesada.
- Desmantelamiento de las instalaciones fuera de uso.
- Actividades horizontales para dar soporte general a la implementación del programa: conservación de las instalaciones en modo seguro, actividades relacionadas con la operación de residuos, Protección Radiológica tanto para las instalaciones como para los trabajos realizados en el centro de forma general, y otras actividades genéricas de apoyo.

En estas actividades horizontales se enmarca el **Servicio Externo de Apoyo a PR, RPA**. Su alcance incluye tanto las instalaciones nucleares y radiactivas que están en operación, como las ya obsoletas en situación de parada funcional que forman parte de dicha Unidad.

Existen seis instalaciones nucleares en el emplazamiento:

- ISPRA 1 Reactor experimental de 5 Mw



- Laboratorios RCHL (Radiochemistry Laboratory) y LCSR (Laboratorio Caldo Studi e Ricerche)
- Tratamiento de efluentes líquidos STRRL
- FARO: Reactor de fusión (ECO)
- INE: Reactor Experimental ESSOR de 25 MW
- CICLOTRON , única instalación que permanece actualmente en operación.

Las principales actividades que desarrolla el Servicio Externo de Protección Radiológica son:

- Seguimiento de los trabajos realizados en zona controlada
- Supervisión y control sobre la clasificación de zonas radiológicas
- Desarrollo de estrategias ALARA para la mejora de practicas operacionales
- Elaboración de prescripciones radiológicas y verificación en campo de su cumplimiento
- Control radiológico sobre materiales procedentes de actividades de pre-desmantelamiento
- Determinación de actividad isotópica en filtros y muestras
- Desarrollo documental de procedimientos técnicos
- Realización de medidas periódicas de dosis y contaminación en las distintas instalaciones
- Participación activa en los simulacros del Plan de Emergencia
- Verificación periódica de los monitores de area \ proceso y de medida de contaminación
- Desarrollo de aplicaciones de gestión de la instrumentación portátil



Figura 2.- Técnico de PR realizando medidas en el interior del Ciclotrón

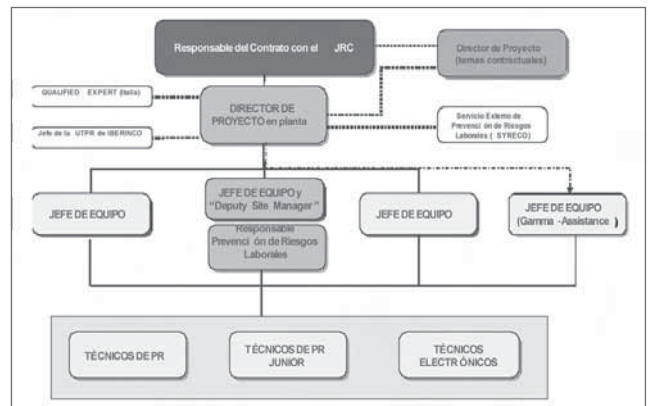


Figura 3.- Organización

- Mantenimiento de la instrumentación en condiciones eficientes de operación

Actualmente se encuentran desplazadas en dichas instalaciones 15 personas, previendo una presencia superior a medida que lo requiera el proyecto. La mayor parte del personal involucrado es de procedencia española, si bien se cuenta con personal local y extranjero con experiencia anterior en el emplazamiento.

En la *Figura 3* se presenta la organización del servicio.

El Director de Proyecto está en comunicación directa con el responsable del contrato en ISPRA, Jefe del Sector de PR del centro, manteniendo reuniones diarias en las que se planifican los trabajos, se asignan actividades y se hace, de forma general un seguimiento al detalle del proyecto.

Los jefes de equipo, junto con los técnicos ejecutan las diferentes tareas, entre las que destacan:

- Realización de medidas radiológicas: medidas de contaminación superficial, contaminación ambiental y tasa de dosis
- Toma de muestras y preparación y medida en laboratorio.
- Caracterización de materiales que salen de zona controlada.
- Instalación de puntos de tránsito
- Controles periódicos o de rutina de tres tipos: Controles radiométricos con medidas de tasa de dosis, gamma y neutrónica, control de la contaminación superficial y ambiental, control del estado de los monitores de radiación (operabilidad, pruebas funcionales y calibración) y dosimetría ambiental (recogida y cambio de TLDs ambientales de zonas vigiladas o controladas)

- Asistencia en obra con riesgo de contaminación
- Complimentación de Permisos de Trabajo o PTRs
- Apoyo al laboratorio de gestión de equipos electrónicos: análisis de muestras, verificación y calibración de equipos y software
- Apoyo al laboratorio de Medida ambientales
- Elaboración de procedimientos de PR e informes técnicos, incluyendo estudios ALARA
- Aprovisionamiento del material necesario como vestuario adecuado para permanencia en zonas controladas, mascarar y filtros...

Ha sido necesario contar con una estructura adecuada a las exigencias de la legislación Italiana tanto en mate-

rial de protección radiológica (Responsable de PR homologado, formación en PR, vigilancia médica, control dosimétrico), como en prevención de riesgos laborales, con la contratación de un Servicio Externo de H&S.

Destacar los excelentes resultados y alta satisfacción del cliente, conseguidos gracias a la unión de dos empresas con perfiles diferentes, una empresa de ingeniería (IBERINCO) y una empresa de servicios (LAINSA) y, ante todo, por la labor llevada a cabo en el emplazamiento por el personal participante, altamente cualificado, que ha logrado implantar el modelo de protección radiológica operacional aplicado en las centrales nucleares españolas al JRC-ISPRA.



## APLICACIÓN ANCORA PARA EL CÁLCULO DE DOSIS REALISTAS

S. de Maria<sup>1</sup>, A. Felipe<sup>1</sup>, B. Robles<sup>2</sup>, A. Suañez<sup>2</sup>, J.C. Mora<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Iberdrola Ingeniería. <sup>2</sup> CIEMAT

### INTRODUCCIÓN

Actualmente, la mayoría de las centrales nucleares españolas utilizan para el cálculo de dosis en operación normal la aplicación DOGALI 2000, que incorpora los códigos LADTAP y GASPARG desarrollados por la NRC con los factores de conversión de dosis del Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes publicado en julio de 2001 (RPSRI). Estos códigos están basados en las RG 1.109 y RG 1.113 de la NRC (Nuclear Regulatory Commission) e incorporan modelos y parámetros conservadores para realizar la estimación de las dosis a los miembros del público debidas a los efluentes radiactivos vertidos.

Ante la necesidad de que las instalaciones españolas dispongan de una metodología para el cálculo de dosis realistas en el entorno de las instalaciones nucleares españolas, UNESA solicitó al CIEMAT y a IBERINCO el desarrollo de la metodología de cálculo que se ha con-

cretado en la aplicación ANCORA. Las principales características de esta herramienta son:

- Cálculo de dosis en operación normal siguiendo, en lo posible, la metodología europea.
- Utilización de parámetros específicos para cada emplazamiento.
- Consideración de las características especiales de cada emplazamiento (emisiones, embalses...).
- Interfaz en entorno Windows de presentación intuitiva y fácil manejo.
- Gran flexibilidad en la elección de puntos receptores y grupos críticos.

### ANTECEDENTES

En 1995, la Comisión de la Unión Europea publicó el documento EUR 15760<sup>(1)</sup> con la metodología para la evaluación de las consecuencias a la población deriva-

das de las descargas de efluentes radiactivos durante la operación normal (CREAM, Consequences of Releases to the Environment: Assessment Methodology).

Con la aprobación del Reglamento (RPSRI) antes indicado, que transpone la Directiva 96/29/Euratom por la que se establecen normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población, es necesario realizar estimaciones lo más realistas posibles de las dosis que recibe la población, considerándose conveniente disponer de la metodología de la Unión Europea, contenida en el referido documento EUR 15760, para el cálculo de las dosis por la operación de las centrales nucleares con criterios realistas.

## METODOLOGÍA

La herramienta de análisis de consecuencias radiológicas, ANCORA se diseña para permitir el cálculo de dosis debidas a emisiones en operación normal en las centrales nucleares españolas, El Cabril y la fábrica de combustible de Juzbado.

Para el cálculo de estas dosis se deben realizar los siguientes pasos:

- Modelizar la dispersión de los radionucleidos vertidos.
- Modelizar el paso de radionucleidos a la cadena alimenticia
- Utilizar las concentraciones en aire, suelo, agua y alimentos junto con los parámetros de hábitos alimenticios para el cálculo de dosis.

La modelización de la dispersión del vertido depende de la vía de emisión de los vertidos. ANCORA contempla las descargas atmosféricas, las descargas a río y las descargas a mar.

### Dispersión de descargas atmosféricas

La metodología utilizada en ANCORA será la desarrollada en CREAM (1). Esta metodología está incorporada en el código PC-CREAM. ANCORA utilizará los resultados del módulo PLUME para el cálculo de la concentración de actividad en aire y suelo.

### Dispersión de descargas a ríos

ANCORA contempla la dispersión en el cauce del río y en embalses.

- Dispersión en ríos

El modelo incorporado en ANCORA es uno de los descritos en CREAM<sup>(1)</sup> y SRS 19<sup>(2)</sup>.

- Dispersión en embalses

Los modelos desarrollados por IBERINCO para las CC NN de José Cabrera y Almaraz se consideran válidos y serán los utilizados en estas dos centrales.

### Dispersión de descargas al mar

El modelo que se incluye en ANCORA para tratar la dispersión de actividad en aguas costeras será el propuesto en CREAM<sup>(1)</sup>. Es un modelo que contempla una visión compartimentada del mar mediterráneo con tasas de transferencia entre los distintos compartimentos.

### Transferencia de radionucleidos a través de las cadenas de alimentos

En la metodología se contemplan los vegetales de consumo humano, los vegetales de consumo animal, los alimentos de origen animal para consumo humano (tanto de procedencia terrestre como acuática) y los vegetales de origen acuático.

El modelo para el cálculo de la concentración de actividad en productos alimenticios es el descrito en la metodología CREAM<sup>(1)</sup>. El riego se incluirá como incorporación de la misma forma que se hace con la deposición.

En el caso de animales, se incluirá el consumo de agua incorporándola en el mismo punto que el resto de alimentos ingeridos por el animal.

Factores que influyen en la concentración de actividad en los productos alimenticios son: la tasa de riego, el consumo de agua por parte de los animales, la tasa de depósito atmosférico, la dieta de los animales, los tiempos entre cosecha y consumo o entre matanza y consumo, "lavado" de los vegetales por lluvia...

### Cálculo de dosis

A partir de las concentraciones calculadas según los apartados anteriores se puede calcular la dosis para cada grupo de edad. Las dosis pueden deberse a exposición por inmersión en la nube, exposición a depósitos en suelo u orilla, inhalación y consumo de agua y alimentos. Para el cálculo de estas dosis se seguirá la metodología CREAM (1) a la que se ha añadido la ecuación para el cálculo de dosis externa por inmersión en agua durante el baño.

Se consideran las dosis por inmersión en la nube, por exposición a depósitos en suelo, por exposición a depósitos en orilla, por inhalación, por ingestión de alimentos contaminados y por inmersión en agua durante el baño.

## DISEÑO DE ANCORA

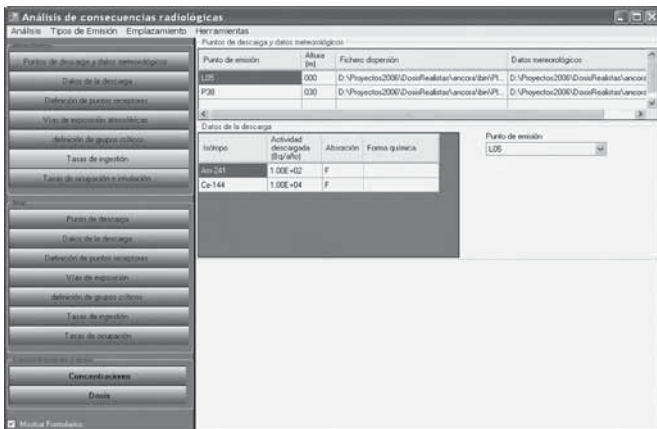
La aplicación ANCORA consta de una pantalla inicial con un menú sencillo donde sólo aparecerán las opciones básicas para el manejo de casos de cálculo de dosis. Estas opciones de menú son:

- Análisis. Permitirá realizar un nuevo análisis, abrir uno



- realizado con anterioridad o salir de la aplicación
- Ayuda. Con información sobre las características de la aplicación.

La elección de nuevo análisis despliega un menú que nos permite optar por el tipo de emisión: atmosférica, acuática o ambas. La aplicación estará personalizada para cada emplazamiento de forma que las opciones de emisiones acuáticas que se presentan serán las de río o las de mar de forma automática. Se contempla



una versión de ANCORA con un menú Emplazamiento que permita el cambio de emplazamiento para poder correr casos de todos los emplazamientos contemplados en la herramienta.

Al elegir un nuevo análisis se abrirá una Ventana de Análisis. Esta ventana presenta un menú y dos regiones: el área de botones y el área de resumen. El área de botones, a su vez, puede mostrar dos apartados, uno para las opciones derivadas de emisiones atmosféricas y otro para las derivadas de emisiones fluviales o marinas. El área de resumen permite mostrar los datos introducidos en el caso y da acceso a los gráficos de dosis e informes.

## REFERENCIAS

1. Radiation Protection 72. Report EUR 15760 EN. "Methodology for assessing the radiological consequences of routine releases of radionuclides to the environment". European Commission. 1995.
2. Safety Report Series N° 19. "Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment" (ISBN 92-0-100501-6). (ISSN 1020-6450) IAEA Vienna, 2001.



## ESTUDIO DE BLINDAJES PARA EL NUEVO LABORATORIO DE PATRONES NEUTRÓNICOS DEL LABORATORIO DE METROLOGÍA DE LAS RADIACIONES IONIZANTES DEL CIEMAT

R. Méndez Villafañe

Laboratorio de Metrología de las Radiaciones Ionizantes, CIEMAT.

### INTRODUCCIÓN

En la actualidad el número de instalaciones que emplean o producen neutrones está incrementándose como conse-

cuencia, fundamentalmente, de la incorporación de nuevos aceleradores a las unidades de radioterapia de los hospitales, de la entrada en servicio de ciclotrones para la elaboración de radiofármacos para Tomografía por Emisión

de Positrones, y el mantenimiento de la industria nuclear.

En las instalaciones médicas los neutrones son generalmente un subproducto no deseado pero no por ello es menos necesario tenerlo en cuenta desde un punto de vista de la Protección Radiológica. Así en los aceleradores lineales se producen fotoneutrones que contribuyen a incrementar la dosis efectiva que recibe el paciente<sup>(1)</sup> y en los ciclotrones se producen neutrones en el proceso de elaboración de <sup>18</sup>F<sup>(2-4)</sup>.

Es por ello que desde el Laboratorio de Metrología de las Radiaciones Ionizantes, LMRI, perteneciente al CIEMAT, se ha propuesto crear un Laboratorio de Patrones Neutrónicos, LPN, apoyado por el Consejo de Seguridad Nuclear. De este modo se pretende dar apoyo a todos los usuarios para asegurar la fiabilidad y trazabilidad de sus mediciones mediante el establecimiento de un patrón nacional.

En este contexto se está diseñando un nuevo edificio para albergar no sólo las nuevas instalaciones del LPN, sino también el Laboratorio de Patrones de Braquiterapia, el Laboratorio de Medidas Neutrónicas, perteneciente a la Unidad de Innovación Nuclear del CIEMAT y que dispondrá de un generador de neutrones D-T de hasta 10<sup>10</sup> n/s, y algunos laboratorios del LMRI que serán trasladados allí. Las limitaciones de espacio, el cumplimiento de la Normativa para Instalaciones Radiactivas y la necesidad de asegurar la no interferencia entre las diferentes instalaciones hacen que sea imprescindible un estudio de los blindajes a emplear en este laboratorio.

## DESCRIPCIÓN DEL LPN

El LPN dispondrá de fuentes neutrónicas de <sup>241</sup>Am-Be (hasta 1,11·10<sup>7</sup> = 1.85·10<sup>11</sup> Bq) y <sup>252</sup>Cf (hasta 2,3·10<sup>9</sup> n/s = 1mg) calibradas mediante el método primario del baño de Mn<sup>(6)</sup>. De las tasas de emisión de las fuentes neutrónicas se deduce que la que condiciona el uso de la instalación es la de Cf, por lo que se desarrollará el estudio de los blindajes para esta fuente. La sala de irradiaciones se empleará para la calibración de monitores neutrónicos y deberá tener unas dimensiones internas de 8m x 8m x 8m para reducir la retrodispersión de los neutrones con las paredes, suelo y techo<sup>(7)</sup>. La superficie disponible hace necesario también el uso de puertas blindadas de acceso a las diferentes instalaciones en vez de laberintos, que están también en fase de estudio y diseño.

Asimismo está previsto un sistema subterráneo de transporte de fuentes desde sus alojamientos hasta su posición de irradiación. Por otro lado, colindante con esta instalación estará ubicado el Laboratorio

	H (UPM)	H (Portland)	Boralene 510?	WEP	H-Ba (NIST)
H	5,22E-3	1,00E-2	9,50E-2	9,70E-2	3,59E-3
C		1,00E-3	5,71E-1	2,53E-1	1,20E-3
O	4,99E-1	5,29E-1	2,30E-1	6,50E-1	3,12E-1
Mg		2,00E-3			
Al	1,91E-2	3,40E-2			4,18E-3
Si	1,67E-1	3,37E-1			1,05E-2
S					1,08E-1
Ca	2,24E-1	4,40E-2			5,02E-2
Ti	1,00E-3				
Mn	2,00E-3				
Fe	1,01E-2	1,40E-2			4,75E-2
Li	5,77E-2				
Na	5,93E-4	1,60E-2			
K	1,01E-2	1,30E-2			
Cr	8,67E-5				
B			1,03E-1		
Ba					4,63E-1
?	<b>2,3</b>	<b>2,3</b>	<b>1,13</b>	<b>1,1</b>	<b>3,35</b>

Tabla1: Composición y densidad de los materiales analizados como blindaje. H(UPM): hormigón del Laboratorio de Medidas Neutrónicas de la ETSII -UPM; H(Portland): hormigón ordinario con alto contenido en H; Boralene 510: polietileno borado, WEP: Water Extended Polyester; y H-Ba (NIST): hormigón baritado.

de Patrones de Braquiterapia (LPB) así como diversas salas correspondientes a Metrología de Radionucleidos. Es necesario minimizar, por tanto, la influencia mutua entre los diversos laboratorios por lo que los blindajes deberán ser eficientes tanto frente a los neutrones como a los gammas directos y a los producidos por interacción con materiales del propio blindaje.

## ESTUDIO DE MATERIALES

Se ha realizado un estudio de los materiales, *Tabla1*, susceptibles de ser empleados como blindajes empleando el código Monte Carlo MCNPX v.2.5.0<sup>(8,9)</sup>. Para ello se ha supuesto una esfera de radio variable, desde 50cm hasta 100cm, constituida por el material a analizar, con una fuente puntual de Cf en su centro. Se han estudiado los siguientes materiales:

- polietileno borado al 10%, marca Boralene\$ 510.



- hormigón baritado NIST(9) , H-Ba
- hormigón hidrogenado NIST(9), H-Portland
- hormigón convencional, H-UPM
- “water extended polyester”, WEP(10)
- agua

Se ha determinado la dosis equivalente ambiental por neutrones y por los gammas de captura en la superficie de la esfera.

La Figura 1 muestra los resultados de este estudio.

Evidentemente el que mejor se comporta como blindaje tanto a neutrones como a los gammas de captura es el polietileno borado. Los materiales más

ligeros como el WEP y el agua, tienen un comportamiento muy similar, blindando bien a neutrones, pero mucho peor a los gammas de captura que constituyen la contribución más importante a la dosis equivalente.

Respecto de los hormigones se han analizado básicamente dos aspectos, su densidad, y su contenido en H. El H-Ba presenta una elevada densidad ( $3,35\text{g/cm}^3$ ) pero a costa de una menor proporción de H (0,36%), mientras que el H-Portland alcanza el doble en porcentaje en peso de H (1%) que el H-UPM con la misma densidad ( $2,3\text{g/cm}^3$ ) y es el hormigón que resulta más eficaz como blindaje.

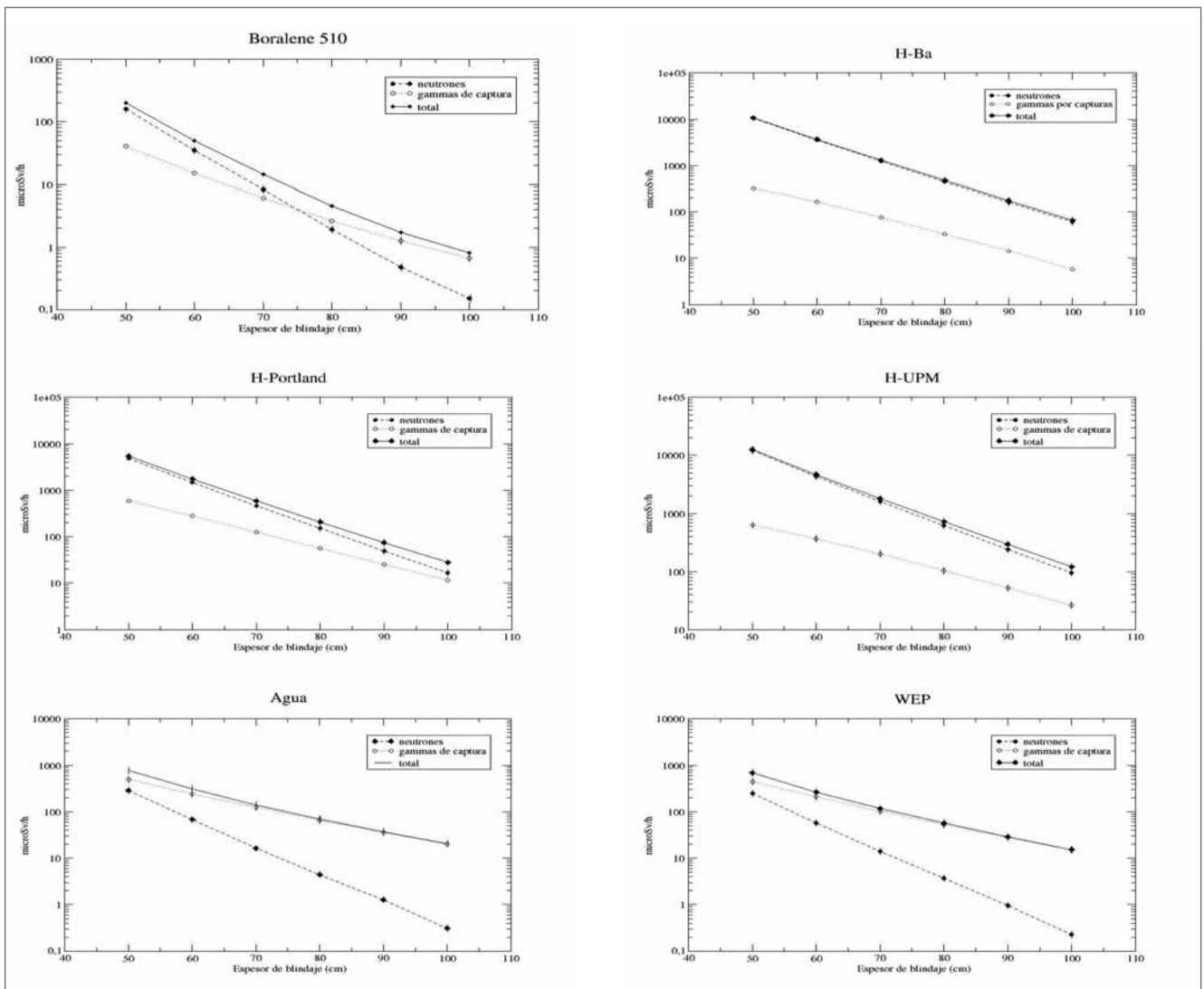


Fig. 1 Atenuación de una fuente de 1 mg de  $^{252}\text{Cf}$  en el interior de una esfera constituida por los materiales de la Tabla 1.

## SIMULACIÓN DEL LPN

La elección del mejor material como blindaje frente a neutrones no sólo obedece a criterios estrictamente físicos, sino que también intervienen otros como su comportamiento estructural, su complejidad técnica y fundamentalmente su coste. Obviamente tan sólo los hormigones tienen propiedades estructurales, no obstante, es posible desarrollar combinaciones de materiales que incorporen las propiedades estructurales que proporcionan los hormigones con las capacidades de los materiales menos densos como blindajes neutrónicos, pero esto aumenta significativamente la complejidad técnica y finalmente se traduce en un aumento de los costes. Por ello, se ha optado por analizar en mayor detalle únicamente los diferentes tipos de hormigones propuestos.

El LPN estará situado de tal modo que limitará: al N con un vial público del CIEMAT, al S con la sala del baño de Mn que se empleará para la calibración de las fuentes neutrónicas, al E con el almacén de fuentes neutrónicas, y al O con la sala del Laboratorio de Patrones de Braquiterapia. La condición de no interferencia entre las diferentes instalaciones obliga a imponer unas condiciones muy estrictas de límites de dosis, de modo que con carácter general se establece un límite añadido sobre el valor del fondo de 0,1 Sv/h en los puntos de medida de las instalaciones contiguas con funcionamiento independiente.

Se ha simulado una sala con las dimensiones del LPN y una fuente puntual de 252Cf en su centro, es decir, a 4m de las paredes, suelo y techo. Esta posición corresponde a la que será la posición de la fuente durante la irradiación, mientras que la posición del monitor a calibrar distará un máximo de 2m de la fuente. Es, por tanto, fundamental determinar la proporción de neutrones retrodispersados por las paredes, suelo y techo, que pueden afectar a la medida. En ningún caso debe provocar un incremento en la lectura del instrumento a calibrar más allá del 40% <sup>(6)</sup>. Para ello se han determinado las dosis equivalentes ambientales por neutrones directos y retrodispersados a varias distancias de la fuente. Los resultados se muestran en la *Tabla 2*. Las incertidumbres estadísticas están por debajo del 0,1%.

Se observa que a 2m de la fuente el porcentaje de retrodispersados varía entre un 25% y un 29% para la fuente de Cf dependiendo del hormigón empleado. Nuevamente el hormigón con alto contenido en

Pos	H-Portland		H-UPM		H-Ba	
	H*(10) mSv/h	dispersos	H*(10) mSv/h	dispersos	H*(10) mSv/h	dispersos
50	103,43	2,77%	103,91	3,22%	103,82	3,14%
60	72,43	3,69%	72,92	4,33%	72,82	4,20%
80	41,61	5,89%	42,10	6,97%	42,00	6,76%
100	27,33	8,47%	27,83	10,14%	27,72	9,77%
150	13,20	16,21%	13,68	19,16%	13,60	18,65%
200	8,25	25,00%	8,74	29,13%	8,65	28,43%

Tabla 2: Dosis equivalentes por neutrones en el interior del LPN y porcentaje de dispersos para cada tipo de hormigón analizado

Pos	H-Portland H*(10) uSv/h			H-UPM H*(10) uSv/h			H-Ba H*(10) uSv/h		
	N	G	T	N	G	T	N	G	T
L0	0,27	0,26	0,53	2,37	0,53	2,90	2,03	0,12	2,14
L1	0,17	0,23	0,40	1,49	0,44	2,07	1,56	0,13	1,68
L2	0,17	0,21	0,38	1,63	0,44	1,93	0,42	0,10	0,52
E0	0,01	0,21	0,22	0,07	0,44	0,51	0,04	0,10	0,14

Tabla 3: Dosis equivalente por N (neutrones), G (gammas de captura), y T (total) en distintos puntos alrededor del LPN.

H se comporta mejor que los otros dos. Estos resultados están en consonancia con los aportados por otros autores<sup>(11)</sup> para unas dimensiones de la sala de irradiación ligeramente distintas y con una fuente de Am-Be.

A partir de los resultados del estudio de materiales se ha estimado en una primera aproximación el espesor necesario para las paredes en 90cm y se ha trabajado en las simulaciones con ese espesor, determinando las dosis equivalente ambientales por neutrones y gammas de captura en diferentes puntos fuera de la sala, para los distintos tipos de hormigones analizados. En este estudio no se ha simulado la puerta de acceso, ni se ha tenido en cuenta el efecto de la dispersión de los neutrones en la atmósfera sobre las instalaciones adyacentes.

## RESULTADOS

En la Tabla 3 se muestran los resultados de las dosis equivalentes ambientales, por neutrones, por gammas y la total en varios puntos del exterior de la sala del LPN. Todos los puntos señalados están situados con carácter general a 5cm de la superficie de las paredes. L0, L1 y L2 corresponden a las posiciones directamente enfrentadas a la fuente, es decir a 4m de altura y alineadas con el punto de irradiación. L0 está situado a 4m de altura, es decir en el mismo plano de la fuente, mientras que L1



y L2 están 2m por encima y por debajo de la fuente, para dar cuenta de la influencia de la fuente neutrónica sobre las salas contiguas situadas en el nivel de calle y en el primer piso. El punto E0 corresponde a una de las esquinas de la instalación en línea con la fuente.

Las incertidumbres estadísticas resultantes de la simulación en este caso son excesivamente grandes, por lo que estos resultados sólo se pueden utilizar para dar idea de órdenes de magnitud. La mejora de la estadística para esta simulación implica no sólo el aumento en el número de partículas simuladas, sino el empleo de técnicas de reducción de varianza para reducir el tiempo de cálculo.

Se desprende de este estudio, por tanto, que son necesarios al menos 90cm de hormigón altamente hidrogenado para reducir la dosis equivalente total fuera de la instalación del LPN hasta niveles permitidos para el público en general, de 0,5 Sv/h.

El empleo de hormigones baritados, con densidades superiores pero menores proporciones de H, no mejora estos resultados, sino que la dosis total aparece multiplicada por un factor 4. Tal y como se desprende del análisis, el empleo de H-Ba no mejora sustancialmente el blindaje frente a neutrones comparado con un hormigón convencional, H-UPM.

Un estudio más detallado, teniendo en cuenta las zonas de tránsito, que evidentemente no estarán situadas a 4m de altura podría aliviar ligeramente los espesores necesarios, tal y como se desprende de los resultados para los puntos L1 y L2.

(Este trabajo forma parte del desarrollo del Acuerdo CSN-CIEMAT para el establecimiento de un Sistema de Metrología Neutrónica en España).

## REFERENCIAS

1. Barquero, R., Méndez, R., Íñiguez, M.P., Vega-Carrillo H.R., Edwards, T.M. *Neutron spectra and dosimetric features around an 18MV linac accelerator. Health Phys.* 2005 88(1): 48-58.
2. Méndez, R., Barquero, R., Íñiguez, M.P., Martí-Climent, J.M., Vega-Carrillo, H.R. *Study of the neutron field in the vicinity of an unshielded PET cyclotron. Phys. in Medicine and Biol.* 2005 50: 5141-5151.
3. Barquero, R., Méndez, R., Fernández, F., Martí-Climent, J.M., Quincoces, G. *Monte Carlo neutron doses estimations inside a PET cyclotron vault room. NEUDOS 10 (2006)* Uppsala, Sweden
4. Fernández, F., Amgarou, K., Martí-Climent, J.M Domingo, C., Quincoces, G., Méndez, R., Barquero, R. *Neutron spectrometry in a PET cyclotron by means of Bonner sphere system, NEUDOS 10 (2006)* Uppsala, Sweden.
5. Axton, E. J., Cross, P., Robertson, J. C., Calibration of the NPL Standard Ra-Be Photoneutron Sources by Improved Manganese Sulphate Bath Technique. *J. Nucl. Energy A/B*, 1965 19: 409 - 422.
6. ISO 8529, 1989. *Neutron reference radiations for calibrating neutron-measuring devices used for radiation protection purposes and for determining their response as a function of neutron energy, International Organization of Standardization*, Geneva, Switzerland.
7. Briesmeister, J F, ed, MCNP – *A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, version 4B Los Alamos National Laboratory report LA-13709-M (2000)*.
8. Laurie, S. Waters, ed., *MCNPX User's Manual, version 2.5.0 Los Alamos National Laboratory report LA- CP-05-0369 (2005)*.
9. *NIST Stopping power and range tables for electrons* <http://physics.nist.gov/cgi-bin/Star/compos.pl>
10. Vega-Carrillo, H.R., Manzanares-Acuña, E., Hernández-Dávila, V.M., Gallego, E., Lorente. *Water-extended polyester neutron shield for a 252Cf neutron source. Radiat. Protect. Dosim.* 2007: in press
11. Gallego, E., Lorente, A., Martín-Fuentes, F., Mínguez, E., Pérez, F., Sánchez, J., Tóre, C. *Diseño y caracterización de un Laboratorio para Dosimetría Neutrónica. Radioprot.* 2002 32 (IX).





# EVALUACIÓN DEL IMPACTO DE LA AMPLIACIÓN DEL ALMACÉN DE POLVO EN LA FÁBRICA DE JUZBADO

A. Pérez, M. S. Sierra, D. Ortiz

ENUSA Industrias Avanzadas S.A. Fábrica de Juzbado

## INTRODUCCIÓN

El Almacén de Polvo, situado en Zona Cerámica de la Fábrica de Juzbado, se utiliza para almacenar el polvo en bidones hasta su utilización en el proceso. Debido a la necesidad de aumentar su capacidad, durante el año 2005 se realizó una modificación de dicho almacén.

Para dar cabida a este incremento de almacenamiento se sustituyeron las mesas de una sola altura por estanterías de tres niveles, salvo en la zona de uso frecuente, donde se colocaron estanterías de un solo nivel con posibilidad de aumentar los niveles a dos o tres, según las necesidades.

Dado que esta modificación en el almacén puede dar lugar a un incremento significativo de la dosis máxima individual para el personal cuyo trabajo requiere el acceso al almacén, se ha modificado la clasificación de la zona pasando de ser "Zona Controlada de acceso libre con riesgo de contaminación e irradiación externa" a "Zona Controlada de permanencia limitada con riesgo de irradiación y contaminación" y se ha realizado un estudio ALARA, con el fin de estudiar la evolución de las dosis y tasas de dosis en el almacén y determinar las medidas correctoras en caso de ser necesarias.

## PROCEDIMIENTO

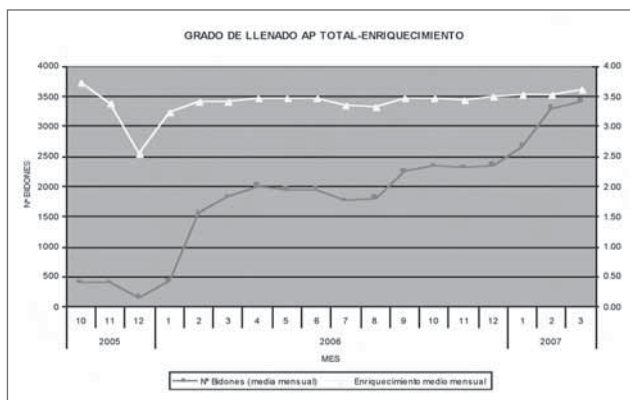
Para realizar el estudio se han determinado las tasas de dosis en el área, las permanencias del personal así como las entradas y salidas de material nuclear desde que comenzó el llenado del almacén. Para ello, se han colocado dosímetros TLD en diferentes puntos del área, se ha asignado dosímetros DLD al personal habitual del almacén, se han realizado medidas diarias de tasa de radiación con equipos de medida portátil de radiación en varios puntos del almacén, y se ha realizado una consulta Access donde se tiene información diaria sobre la evolución del movimiento de material del almacén, teniendo en cuenta las características de los bidones nuevos (enriquecimiento y peso). Además se utilizan los datos mensuales de los dosímetros personales que lleva asignado el personal de fábrica que accede al almacén de polvo y del dosímetro ambiental colocado en el interior del mismo.

Previamente a la modificación del almacén se realizó una estimación del impacto que, desde el punto de vista de Protección Radiológica, podría tener la ampliación del Almacén del Polvo. Los datos obtenidos se comparan con los estimados y con datos históricos de dosimetría y tasa de radiación.

La evolución del grado de llenado del almacén desde su modificación hasta marzo 2007 se muestra a continuación,



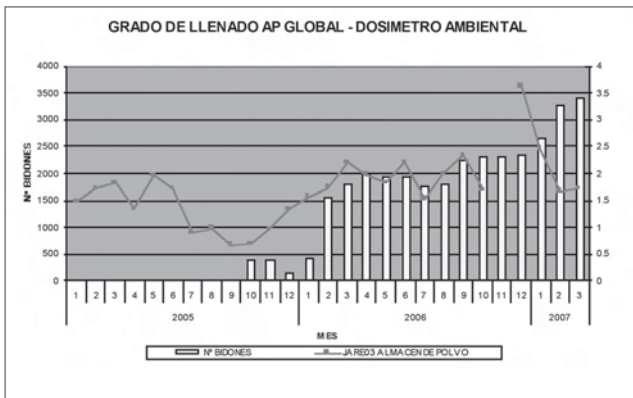
Imagen de la entrada al Almacén de Polvo



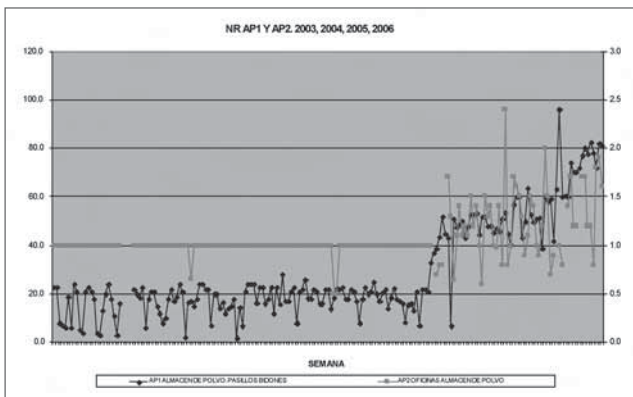
están representados el número de bidones y el enriquecimiento medio mensual.

También se ha evaluado el llenado del almacén por zonas para determinar como afecta su llenado a las distintas partes del almacén y zonas contiguas.

Se busca una correlación entre estos datos de llenado y los niveles de radiación encontrados en el área (los valores medidos diariamente con un equipo portátil y los valores de dos puntos situados en el almacén correspondientes al monitoreo semanal). A continuación se muestra una gráfica con los datos históricos de los dos puntos del monitoreo semanal:



En cuanto a la dosimetría ambiental, se relaciona el valor del dosímetro ambiental situado en el interior del almacén con el grado de llenado, a continuación se muestran los datos:



El valor de dosis para diciembre 2006 corresponde a dos meses (noviembre y diciembre) porque se realizó una extensión de uso de dosímetros.

Igualmente se analizan las dosis del personal que realiza operaciones habitualmente en el almacén o que tiene su puesto de trabajo en lugares que puedan verse afectados por la influencia de este.

## CONCLUSIONES

En general la tasa de dosis ha aumentado en el área debido al llenado del almacén de polvo, con un valor medio del 100%, pero la tasa es inferior a la estimación que se realizó en la evaluación del proyecto (200%). Esto se cumple en todos los puntos salvo en un laboratorio contiguo al almacén, donde la tasa encontrada es superior a la estimada, aunque el valor es muy bajo, y no ha tenido impacto en la dosis del personal.

Respecto a las dosis, sólo ha aumentado en algunos operarios y no en todos como se estimó en el informe, además el aumento medio del operario más afectado es de 0.09 mSv/mes, bastante inferior a la estimación propuesta.

A la vista de los resultados obtenidos mediante el seguimiento realizado, se puede decir que el impacto radiológico del almacén de polvo es inferior a la estimación realizada antes de su modificación, ya que se utilizaron criterios conservadores.

No obstante, a la vista del incremento en la tasa de dosis encontrada en un laboratorio contiguo al almacén próximas al 700 % (aunque las dosis del personal sigue estando por debajo del Nivel de Registro), se ha modificado la ubicación de un operario del laboratorio aumentando la distancia a la pared común con el almacén y se ha decidido estudiar la colocación de un blindaje que reducirá la tasa de radiación. Por otro lado, como medida ALARA, se ha realizado una rotación de puesto de trabajo para un operario cuyo trabajo requiere el acceso frecuente al Almacén.

Se continuará realizando un seguimiento de la evolución dosimétrica de todos los operarios implicados para establecer las medidas oportunas, en caso de ser necesarias, o poner medidas adicionales de optimización en el modo de operación.

## REFERENCIAS

1. *Manual de Protección Radiológica de la Fábrica de Juzbado.*
2. *Reglamento de Protección Sanitaria Contra Radiaciones Ionizantes.*
3. Informe realizado por protección radiológica previo a la modificación del Almacén de Polvo: "Evaluación de Protección Radiológica del impacto de la ampliación del Almacén de Polvo".

# ANÁLISIS INTEGRADO DE SEGURIDAD EN LA FÁBRICA DE JUZBADO

A. Pérez, O. Zurrón, C. Pérez, D. Ortiz

ENUSA Fábrica de Juzbado

## INTRODUCCIÓN

Desde el año 2004 se está llevando a cabo en la fábrica de Juzbado un análisis de riesgos de todas las operaciones que se realizan en la misma. Este análisis fue requerido por el CSN para la renovación del permiso de explotación provisional como una revisión complementaria y sistematizada al análisis del Estudio de Seguridad y a las evaluaciones de las modificaciones o nuevas instalaciones de equipos y procesos. En este análisis se tienen en cuenta todos los riesgos de carácter radiológico, incluyendo tanto los de seguridad nuclear como los de protección radiológica. La metodología utilizada esta basada en la que se utiliza en las instalaciones de referencia de la fábrica de Juzbado, desarrollada en la legislación y guías norteamericanas y se denomina ISA (análisis integrado de seguridad).

El objetivo de un ISA es identificar y valorar secuencias potenciales de accidente en la operación de las instalaciones, identificar elementos de los que depende la seguridad para prevenir tales accidentes o mitigar sus consecuencias hasta un nivel aceptable, y describir las medidas de gestión que proporcionen una garantía aceptable de disponibilidad y fiabilidad de dichos elementos de seguridad. De este modo, el proyecto ISA de la Fábrica de Juzbado es el programa establecido por ENUSA para examinar sistemáticamente todos los procesos, equipos e instalaciones, así como las actividades del personal, con el objeto de asegurar que todos los riesgos relevantes que pudieran causar consecuencias inaceptables han sido analizados de forma adecuada y que se han implantado las medidas de protección pertinentes.

El Proyecto ISA aplica a todos los procesos, equipos e instalaciones de la Fábrica de Juzbado en las que se manipula material nuclear y su alcance es el siguiente:

- Descripción de procesos de la instalación, equipos y estructuras.
- Identificación y análisis sistemático de los riesgos de la instalación. Se deben identificar de manera sistemática sucesos, tanto internos como externos, que induzcan a sobrepasar los daños fijados.
- Identificación y evaluación de las secuencias de accidente y desviaciones de los procesos que conduzcan a consecuencias inaceptables, determinando la probabilidad

esperada de ocurrencia de dichas secuencias.

- Identificación, descripción y análisis de los dispositivos de los que depende la seguridad para prevenir o mitigar las consecuencias de las secuencias de accidente.
- Identificación de las medidas de gestión y seguimiento adecuadas para asegurar la fiabilidad y disponibilidad de los elementos de seguridad.

## METODOLOGÍA

Esta metodología de análisis se basa en la creación un grupo multidisciplinar para cada estación de fabricación. Dicho grupo de trabajo está formado por expertos en la metodología de trabajo, operarios de las áreas, ingenieros de diseño y expertos en seguridad nuclear, protección radiológica y prevención de riesgos laborales.

Con este grupo de trabajo se realiza una valoración de riesgos utilizando herramientas de análisis estandarizadas, donde se siguen los siguientes pasos:

### 1. Análisis de riesgos

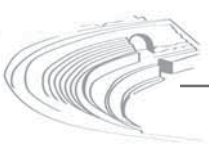
Los riesgos que se tienen en cuenta en este análisis son todos aquellos que son consecuencia de la presencia de material radiactivo, ya sea por contaminación interna, por irradiación externa o incluso porque se produzca un accidente de criticidad en la manipulación del mismo. Además, también se analizan los sucesos indirectos que se puedan tener consecuencias radiológicas (ejemplo, en una explosión se analizará el riesgo de que se produzca una dispersión de contaminación en área).

### 2. Escenarios de accidente

Teniendo en cuenta el alcance mencionado, se buscan todos los posibles escenarios que puedan conducir a un daño, incluyendo la posibilidad de que se materialicen las consecuencias. La probabilidad se valora según la siguiente tabla:

Tabla 1. Probabilidad No-Mitigada (PNM)

Rango	Frecuencia	Probabilidad
3	Más de una vez cada 2 años	Probable que ocurra en el futuro inmediato
2	Entre 2 y 50 años	Probable que ocurra durante la vida de la instalación
1	Menos de una vez en 50 años	Improbable que ocurra durante la vida de la instalación
0	Increíble	Indistinguible de cero



### 3. Severidad de las consecuencias

Una vez que se tiene la secuencia de accidente se evalúa el daño que puede llegar a producir la misma en caso de que se materialice de acuerdo a los siguientes valores:

Tabla 2 Severidad de las Consecuencias (S)

R	Criticidad		Radiológicas	
	MPC	UPC	Trab	Público
3	Pérdida de todos los PCI	Pérdida de todos los controles	$D > 1\text{Sv}$	$D > 250\text{mSv}$ Ingestión de más de 30mg de U Liberación de efluentes por encima de los límites de las EF
2	Pérdida de uno o varios PCI de modo que sólo un PCI queda intacto	Pérdida de un o varios controles de modo que sólo un control queda intacto	$50\text{mSv} \leq D \leq 1\text{Sv}$	$5\text{mSv} \leq D \leq 250\text{mSv}$ Liberación de efluentes que sin superar los límites de las EF es notificable
1	Pérdida de algún PCI de modo que el PDC permanece intacto	Pérdida de algún control de modo que el PDC permanece intacto	$D < 50\text{mSv}$	$D < 5\text{mSv}$ Liberación de efluentes No-Notificable según EF

### 4. Determinación del Nivel de Riesgo No-Mitigado (RNM)

A partir de los valores obtenidos para severidad (S) y probabilidad no mitigada (PNM) se determina el nivel de riesgo no mitigado (RNM) como  $S \times \text{PNM}$  (Tabla 3). El nivel de RNM asociado a cada suceso indica el riesgo de que se produzca el suceso en la instalación.

Tabla 3. Matriz de Nivel de Riesgo No-Mitigado (RNM)

S	PNM			
	0	1	2	3
3	Nulo	Mod.	Inacepta.	Inacepta.
2	Nulo	Acepta.	Mod.	Inacepta.
1	Nulo	Acepta.	Acepta.	Acepta.

### 5. Identificación de las Salvaguardias aplicables a la Secuencia de Accidente

Se identificarán todas las salvaguardias implantadas para prevenir o mitigar los efectos de cada suceso, incluidos aquellos sucesos con RNM = Aceptable.

### 6. Elección de los EBS

Una vez confeccionada la lista de salvaguardias aplicables, se extraerán de ella los Elementos Básicos para la Seguridad (EBS). Los EBS son controles ingenieriles (activos o pasivos) o administrativos aplicables a sucesos con niveles de riesgo moderados o inaceptables (es decir en amarillo o en rojo en la tabla). No todas las salvaguardias son EBS, sino sólo aquellas que garantizan la seguridad aún en el caso de que el resto de salvaguardias falle. Los EBS deben ser independientes entre sí. No tendrán calificación de EBS los controles administrativos puros, ni los que incluyan indicadores, alarmas o cualquier otro dispositivo avisador a menos que el grupo llegue a la conclusión de que se encuentran integrados en el proceso en un grado tal que se garantiza la acción del operario para prevenir o mitigar el accidente.

Los miembros del grupo podrían asimismo identificar salvaguardias adicionales (no implantadas) que se incluirían en la documentación del ISA como recomendaciones a la Dirección. La Dirección valorará la implantación de tales recomendaciones haciendo un balance de riesgo/beneficio.

### ANÁLISIS DEL ÁREA DE SINTERIZADO

El análisis de las diferentes áreas se va realizando de manera secuencial, y la duración prevista para el análisis de toda la fábrica es de varios años. Hasta la fecha presente se ha finalizado completamente el análisis de todas las áreas de sinterizado. En el área de sinterizado de la fábrica de Juzbado, se introducen las pastillas en hornos que están en atmósfera de hidrógeno para que estas se sintericen. Esta es una zona donde existe riesgo de explosión por la presencia de varios gases que pueden dar lugar a concentraciones explosivas.

En estos análisis, se ha encontrado lo siguiente:

Los sucesos con consecuencias más graves, valoradas tal y como se detalla en los apartados anteriores, son incidentes desde el punto de vista de control de la criticidad ya que la severidad de las secuencias con los sucesos evaluados nunca es de 3 para incidentes que tengan que ver con la protección radiológica.

Dentro de los riesgos de protección radiológica valorados se ha encontrado lo siguiente:

- 1) No se han encontrado riesgos debidos a radiación externa. Esto era esperable debido a las características

de los isótopos con los que se trabaja en la fábrica de Juzbado (Uranio)

- 2) En cuanto a los riesgos de los trabajadores, el riesgo principal es el debido a la inhalación de polvo de uranio. El accidente más severo que se tiene es una explosión del horno situado en la línea 4, que afectaría a zonas donde se tiene  $U_3O_8$ . Dado que este polvo es más fácilmente dispersable puede dar lugar a niveles de contaminación más altos que el  $UO_2$  que se procesa en etapas anteriores. En este caso hemos supuesto que una explosión de este horno puede dar lugar a niveles de contaminación ambiental tales que una persona inhale más de 7000 Bq de uranio enriquecido en un corto espacio de tiempo.
- 3) En cuanto a los riesgos de emisión de isótopos al exterior se han encontrado secuencias de accidente que pueden dar lugar a emisiones al exterior de material radiactivo, aunque nunca por encima de los límites establecidos en las especificaciones de funcionamiento
- 4) Dado que ninguna secuencia de accidente tiene un nivel de riesgo no mitigado superior o igual a moderado, no es necesario establecer ningún EBS. Teniendo esto en cuenta, las acciones de mejora encontradas son acciones de reducción de dosis (ALARA).

## CONCLUSIONES

Esta metodología de trabajo, permite sistematizar todo el análisis de riesgo y, teniendo en cuenta que se valora el riesgo de todas las secuencias de accidente, se pueden priorizar las acciones de mejora de los equipos y sistemas desde el punto de vista de la seguridad. Además, la realización de este tipo de estudios nos permite valorar de forma global la seguridad existente en una instalación.

## REFERENCIAS

1. *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*
2. *Guidelines for Hazard Evaluation Procedures* (AIChE, 1992). ISBN 0-8169-0491-X.
3. NUREG-1513, *Integrated Safety Analysis Guidance Document*.
4. NUREG/CR-6410 *Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook*.
5. NUREG-1520, *Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Fuel Cycle Facility*
6. 10CFR§70. *Domestic licensing of special nuclear material*.
7. *Layer of Protection Analysis* (CCPS, 2001). ISBN 0-8169-0811-7.
8. 10 CFR 70



SPA APRO-106

## DOSIS POR ALMACENAMIENTO DE ELECTRODOS TORIADOS

M. Herranz <sup>1</sup>, F. Legarda <sup>1</sup>, R. Núñez-Lagos <sup>2</sup>, C. Pérez <sup>2</sup> y M. Savirón <sup>2</sup>

<sup>1</sup> Dpt. Ingeniería Nuclear y Mecánica de Fluidos. Escuela Técnica Superior de Ingeniería. Universidad del País Vasco.

<sup>2</sup> Dpt. Física Teórica. Facultad de Ciencias. Universidad de Zaragoza

### INTRODUCCIÓN

Una de las actividades industriales en que se emplean materiales radiactivos naturales (NORM) es la soldadura TIG <sup>(1)</sup>.

Este es un tipo de soldadura de precisión en que las altas temperaturas necesarias se obtienen a partir de una descarga eléctrica entre un electrodo y la pieza a soldar en una atmósfera de gas inerte.

El electrodo es de wolframio y en ocasiones, y este es el caso a que se refiere esta ponencia, contiene cantida-

des variables de óxido de torio destinadas a mejorar su resistencia térmica y a facilitar la descarga.

En España el contenido de óxido de torio más comúnmente empleado es el 2%.

Dado que en este país no se fabrica este tipo de electrodo, sino que se importa mayoritariamente de China, la primera fase de su utilización es su almacenamiento por la empresas importadoras y por ello esta ha de ser la primera tarea cuya implicación radiológica debe ser evaluada.

Para ello se ha procedido a realizar una simulación de un almacén empleando técnicas de Monte-Carlo con



objeto de evaluar la tasa de dosis esperable en el entorno del lugar en que los electrodos son almacenados y evaluar en consecuencia las dosis recibidas por los trabajadores.

## CÁLCULO

Los datos empleados en el cálculo consideran una cadena de desintegración del  $^{232}\text{Th}$  en equilibrio secular, y todas las emisiones, X y  $\gamma$ , procedentes de la misma <sup>(2)</sup> con probabilidad de emisión mayor que 0,1% agrupadas en intervalos de 30 keV con objeto de obtener un número de fotones que simplifique la simulación numérica. Así, se considera en el cálculo el 99,02% de los fotones emitidos.

Esta agrupación supone una energía media del fotón emitido de 594 keV que es muy aproximada al valor medio real de 605 keV.

La hipótesis de equilibrio supone una importante mayoración del contenido radiactivo porque se ha encontrado que la cadena presenta actividades de Th.228, y consecuentemente de todos sus descendientes, en torno al 30% de la actividad del precursor. En concreto se han encontrado valores comprendidos entre 0,27 y 0,39 con un valor medio de 0,33 y una desviación estándar de 0,045 <sup>(3)</sup>.

Esto hace que los efectos inducidos por la actividad, la dosis absorbida por ejemplo, pueda cifrarse en alrededor del 1/3 de la debida a la cadena en equilibrio secular.

El mercado de este tipo de producto en España es de unas 300.000 a 400.000 unidades al año distribuidas por 9 importadores.

Normalmente los electrodos se importan periódicamente, lo que supone un bajo número de unidades en los almacenes españoles, salvo contadas excepciones en que se mantiene un stock importante de unas 20.000 unidades.

Ciertamente el número no es constante, se reduce a medida que se consume, pero se supondrá que se mantiene constante.

Este stock, que representa los hábitos de consumo del mercado español, presenta las características que se muestran en la *Tabla 1*.

Para efectuar el cálculo de la distribución de dosis en el almacén, se ha considerado un elevado número de electrodos almacenados en un almacén en que se emplea una agrupación por tipo de producto, lo que supone que todos los electrodos toriados estarán juntos.

Estos electrodos, que tienen una longitud de 150 mm, se suministran en cajas de PVC y polietileno que contienen 10 unidades <sup>(4,5)</sup>.

Tabla 1.- Distribución de los electrodos del stock

CAJAS DE ELECTRODOS TORIADOS						
Diámetro (mm)	Numero	Ancho (cm)	Largo (cm)	Alto (cm)	Volumen (dm <sup>3</sup> )	Peso (kg)
1,6	850	4	18	0,5	30,6	64,5
2	300	4	18	0,5	10,8	37,5
2,4	850	6	18	0,8	73,4	153,4

En un principio se propone una distribución de los electrodos en las estanterías, siguiendo criterios de peso y geometría. De esta manera, cada una de las alturas de la estantería guarda un número determinado de cajas de electrodos de distinto diámetro. Este planteamiento del problema, obtendría soluciones diferentes para cada tipo de disposición del stock.

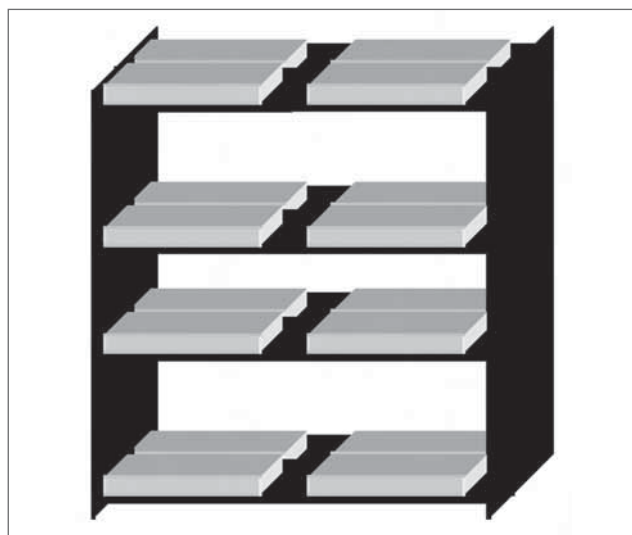
Sin embargo, si se considera un valor medio de las diferentes configuraciones podrá obtenerse un valor que podrá considerarse representativo del conjunto de posibles configuraciones.

Para ello, de la Tabla se ha obtenido una densidad media de 2,22 g/cm<sup>3</sup>, de la cual 1,75 g/cm<sup>3</sup> corresponden a electrodo, y una única geometría de cajas.

Estas se distribuirán en fracciones iguales en las estanterías en que se almacenan los electrodos.

En concreto, se ha considerado que el almacén dispone de estanterías de 2 m. de altura, 2 m de largo y 1 m de ancho que albergan 4 pilas de cajas con electrodos por estante de 84 cm de largo, 18 de ancho (que es la longitud de una caja) y 4,8 cm de alto.

De este modo se tiene un volumen almacenado de 116,1 dm<sup>3</sup> en lugar de los 114,8 dm<sup>3</sup> del total de cajas considerado. Esta desviación del 1% se considera admisible.



Para calcular el campo de radiación creado por el conjunto de electrodos almacenados se ha empleado una simulación empleando técnicas de Monte-Carlo.

Esta se ha implementado mediante el código MCNP-4C <sup>(6)</sup> para calcular el flujo de fotones en una malla de puntos que rodea a la estantería .

El término fuente es la distribución de cajas descripta que contiene electrodos de wolframio con un 2% de ThO<sub>2</sub> que emite el espectro de fotones descrito y en el que se emiten 3,87 fotones por desintegración del precursor de la cadena.

Por otro lado, se ha considerado que la estantería se encuentra sobre una placa de hormigón de 30 cm de grueso y que tiene los estantes a 5, 70, 135 y 200 cm del suelo.

El flujo de fotones ha sido obtenido para discretizado en un conjunto de intervalos energéticos tales que su punto medio coincide con los valores de la energía para los que la Comisión Internacional para la Protección Radiológica (ICRP) recoge los valores de conversión de flujo a kerma y de esta a dosis efectiva en el informe número 74 <sup>(7)</sup>.

La dosis efectiva ha sido calculada empleando los factores de paso a dosis en que el individuo irradiado rota en un campo de radiación unidireccional tras considerar que las personas expuestas al campo de radiación creado por la estantería en el almacén se expondrán en diferentes orientaciones respecto al campo debido, al

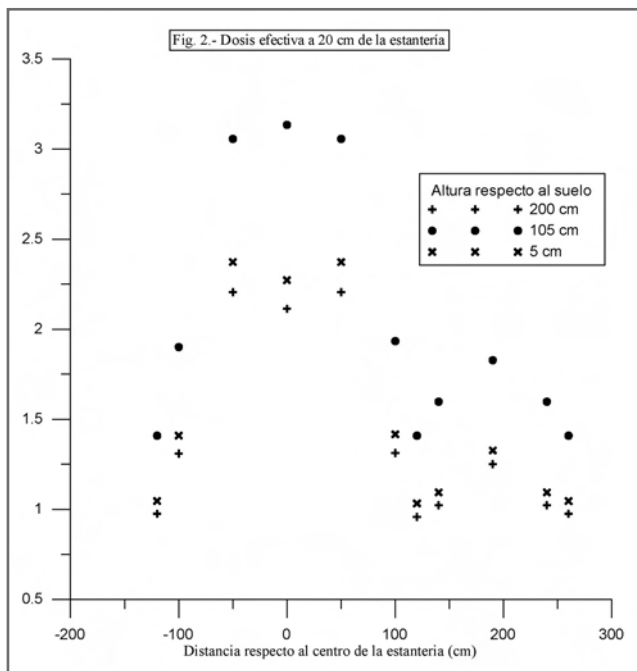


Figura 2: Dosis efectiva a 20 cm de la estantería

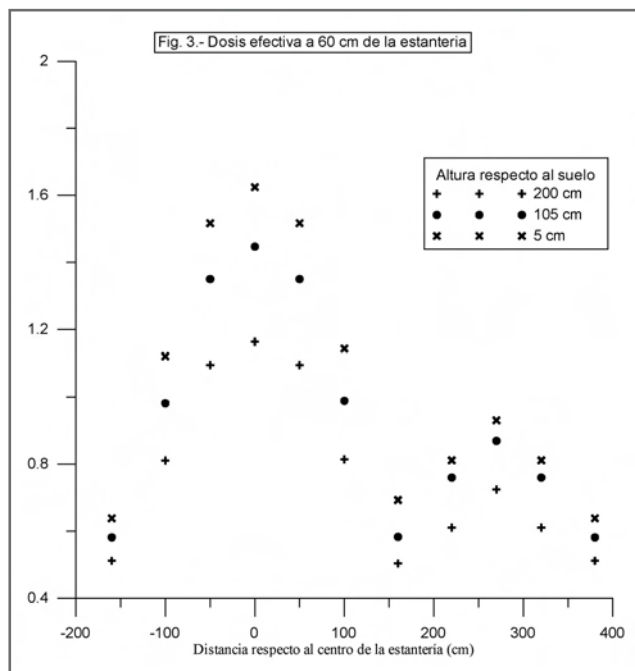


Figura 3: Dosis efectiva a 60 cm de la estantería

menos, a la circulación por el pasillo en dos sentidos.

El conjunto de puntos en que se ha calculado la dosis se encuentra distribuido en dos planos distantes 20 y 100 cm de la estantería.

Así, se obtiene el conjunto de valores que se muestra en las Figuras 2 y 3.

Obsérvese que la tasa de dosis a 5 cm del suelo es superior a la tasa de dosis a 200 cm por efecto del albedo sobre la placa del suelo y que las distancias responden al esquema de la siguiente figura 4

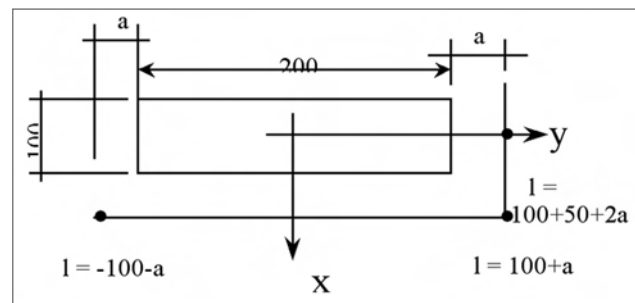
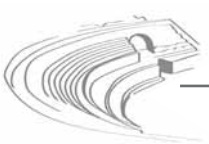


Fig. 4.- Líneas de cálculo de la tasa de dosis

Considerando ahora que el personal de servicio en el almacén circulará por los pasillos a una distancia de unos 60 cm de la estantería, puede efectuarse un ajuste de la tasa de dosis a una función apropiada, y en este caso se ha encontrado que una función gaussiana ofre-



ce un buen ajuste, y calcular por integración la dosis que recibiría un trabajador al pasar junto a la estantería

siendo la dosis por paso, la tasa de dosis calculada mas arriba, un tramo infinitesimal de camino y la velocidad a la que circulan los operarios y que se ha tomado de 3 km/h.

$$D = \int \dot{D} \frac{ds}{v}$$

Si ahora se estima que se producirá un tránsito por hora y que la jornada laboral anual es de 1700 horas, puede estimarse la dosis recibida por el trabajador en 2,9  $\mu$ Sv.

De igual modo puede suponerse que un trabajador, cada vez que se acerque a la estantería a recoger una caja de electrodos recibirá un dosis con dos componentes. La primera es la de tránsito y tendrá el valor expuesto y la segunda será la debida a la permanencia junto a la estantería cogiendo la caja.

Para estimar esta componente se ha considerado que el trabajador se acercará a la estantería en la posición central de las pilas de cajas de electrodos, en la posición + ó - 50, y permanecerá a una distancia de 20 cm de la estantería.

En esta posición la tasa de dosis es de 3,1  $\mu$ Sv/h y cabe esperar que el trabajador no permanecerá allí durante mas de 1 minuto.

Así, la dosis recibida en cada operación será de 0,05  $\mu$ Sv y si se considera una operación por hora, cabe esperar una dosis de 88  $\mu$ Sv/año.

## CONCLUSIONES

El almacenamiento de electrodos toriados en las condiciones extremas esperables en España cabe esperar que suponga una dosis inferior a 100  $\mu$ Sv/año y es de suponer que este valor sea además una sobreestimación del valor real debido a que la cadena de desintegración no se encontrará en las condiciones de equilibrio secular supuestas.

Mas bien sería razonable considerar una reducción por un factor 3 debido a que las condiciones de equilibrio contienen una cadena, a partir del Th.228, minorada a la tercera parte del predecesor.

## REFERENCIAS

1. G. Hernández Riesco. *Manual del Soldador 12ª ed.*, Ed Cesol, Madrid 2004
2. R. B. Firestone and L. P. Ekström "LBNL Isotopes Project - Lund Universitet". Table of Radioactive Isotopes Version 2.1 January 2004.
3. M. Herranz et al. *Thorium applications in Spain. 5th International Symposium on Naturally Occurring Radioactive Material*, Seville, 2007
4. Abicor Binzel. *Catálogo de electrodos de soldadura*.
5. Air Liquide-Oerlikon Soldadura. *Catálogo de productos*. <http://www.oerlikon.es/>
6. MCNP-4C. Monte Carlo N-Particle *Transport Code System*. Los Alamos National Laboratory. New Mexico. USA.
7. ICRP Publication 74. *Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation*. Pergamon Press. 1996





# APLICACIÓN PRÁCTICA DE LA DESCLASIFICACIÓN DE MATERIALES EN EL DESMANTELAMIENTO DE C.N. VANDELLÓS I

T. Ortiz, O. González

ENRESA

## INTRODUCCIÓN

La CN Vandellós-1 (CN-V1), situada en el municipio de L'Hospitalet de l'Infant (Tarragona) ha sido sometida a un proceso de desmantelamiento a nivel 2 según el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), realizado por la empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA). Esta ha sido una experiencia pionera en este campo, al tratarse de la primera central nuclear de potencia de tecnología grafito-gas que se desmantela en Europa. En esta experiencia, uno de los aspectos más importantes desde el punto de vista radiológico, ha sido la gestión controlada de todos los materiales provenientes de la ejecución del Plan de Desmantelamiento y Clausura (PDC). Uno de los objetivos de esta gestión ha sido liberar la mayor cantidad posible de los materiales inicialmente sometidos a control regulador para su evacuación por vía convencional.

## NIVELES DE DESCLASIFICACIÓN

Los niveles de desclasificación para este proyecto fueron establecidos por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). Inicialmente, en noviembre de 1995, se estableció un nivel incondicional basado en las recomendaciones del OIEA para desclasificación incondicional y en los borradores que en ese momento existían en el OIEA y en la Unión Europea (UE), para la reutilización de chatarras metálicas. Posteriormente (junio 2000) el CSN estableció la aplicación de los documentos de la UE para el reciclaje de chatarras<sup>1</sup> y escombros<sup>2</sup> procedentes del desmantelamiento de instalaciones nucleares.

## GESTIÓN DE MATERIALES

La gestión de materiales generados se iniciaba en el punto de generación, donde se desmontaban, cortaban y segregaban los materiales teniendo en cuenta criterios físicos y radiológicos. Los criterios radiológicos para la segregación inicial se recogen en la *tabla 1*.

Los materiales se acondicionaban en contenedores, denominados Unidades de Manipulación y Almacene-

MEDIDA	VALOR	CORRIENTE
Tasa dosis contacto	> 10 microSv/h	Residuo radiactivo
Tasa de dosis a 1 m (paramentos)	> 1 microSv/h	
Contaminación superficial beta/gamma global	> 100 Bq/cm <sup>2</sup>	
Contaminación superficial alfa global	> 0,5 Bq/cm <sup>2</sup>	Potencialmente desclasificable
Contaminación superficial beta/gamma global	< 10 Bq/cm <sup>2</sup>	
Contaminación superficial alfa global	< 0,1 Bq/cm <sup>2</sup>	
Contaminación superficial beta/gamma global	> 10 - < 100 Bq/cm <sup>2</sup>	Descontaminable
Contaminación superficial alfa global	> 0,5 - < 0,1 Bq/cm <sup>2</sup>	

namiento (UMA), convenientemente identificados y etiquetados. Estas UMA's pasaban al proceso de desclasificación donde se medían y se compraban con los niveles establecidos, si estos se cumplían se evacuaba el material por vía convencional. En caso contrario (los denominados rechazos) se analizaban y se segregaban o se enviaban a descontaminación o se gestionaban como residuos radiactivos.

La fase inicial de segregación en el punto de generación ha sido fundamental para reducir el número de rechazos en el proceso de medida. Asimismo el agrupamiento por origen (edificio, sistema, etc.) y por características físicas es fundamental para asegurar que las medidas para la desclasificación se realizan correctamente.



## PROCESO DE MEDIDA

El proceso de medida para la desclasificación se inicia con una serie de actividades previas como son: la definición de los tipos de materiales, el establecimiento de los espectros tipo y la definición de las geometrías de medida.

Las diferentes corrientes de materiales a gestionar, definidas en el PDC, han sido las siguientes:

- Materiales segregables: equipos y chatarras metálicas, escombros de hormigón, tierras, aislamientos, aceites, materiales secundarios (plásticos, vestuario de protección, etc.) y otros.
- Paramentos de diferentes materiales: recintos, edificios y áreas exteriores

Los espectros tipo son fundamentales a la hora de medir, estimar, calcular y comparar los valores de actividad con los valores derivados de desclasificación. Por ello, este proceso se basa entre otros, en asignar (a los materiales a gestionar) espectros radiológicos que mediante factores de escala permitan derivar valores de los radionucleidos no medibles a partir de los detectables con los equipos de medida industrial para desclasificación.

Esta asignación de espectros se realiza en base a una clasificación inicial de sistemas y funciones según el proceso y fluidos que condujeron. Inicialmente se consideraron 7 espectros diferentes y aplicables a materiales, básicamente metálicos y los correspondientes a paramentos de edificios. Posteriormente se unificaron para sistemas y paramentos, utilizándose finalmente 4 espectros tipos. Estos espectros estaban asociados al tipo de contaminante con el que los materiales y paramentos estuvieron asociados. Los espectros establecidos fueron los siguientes:

- Espectro E1: su origen eran las piscinas de almacenamiento de combustible irradiado y sus sistemas asociados. El contaminante era el fluido líquido asociado a dichos combustibles. En estos fluidos se detectaba la presencia de emisores beta-gamma y alfa.
- Espectro E2: incluía todos los sistemas de tratamiento y evacuación de efluentes en contacto con los fluidos líquidos de la instalación. En este caso el isótopo predominante era el Cs-137.
- Espectro E3: este espectro era el más general y aplicaba a los sistemas de refrigeración por CO<sub>2</sub>, ventilación en parada y ventilación general de locales, de detección de rotura de vainas y relacionados con la máquina integrada de manejo de combustible y esclusa del combustible irradiado. En este espectro el

H-3 era bastante significativo siendo de escasa consideración los emisores alfa.

- Espectro E4: este espectro estaba asociado a sistemas, equipos e instalaciones relacionadas con el tratamiento de las camisas de grafito proveniente de los silos. Aquí el H-3 también era significativo junto con el Ni-63, asimismo se observaba una presencia mayor del Co-60 respecto a otros espectros.

Respecto de las geometrías de medida se utilizaron los contenedores rectangulares (CMD), los bidones cilíndricos de 220 l y las sacas o Big-Bag.

El proceso de medida de materiales para su desclasificación se fundamentaba en tres aspectos:

a) El material a medir debía tener asignado un isótopo-co-tipo que permitiera:

- El conocimiento de los isótopos existentes en el material y su relación porcentual.
- La estimación de eficiencias medias a utilizar en los equipos.
- La estimación de actividades de isótopos no medibles a partir de los medibles por medio de factores de escala.

b) La metodología debía:

- Asegurar con un nivel de confianza (95%) que no se superaban los niveles de desclasificación.
- Establecer las condiciones de medida para que tuvieran en cuenta los niveles de confianza predeterminados y las incertidumbres asociadas a la medida.

c) De los tiempos de medida del fondo y de medida para la desclasificación debía obtenerse un valor operativo de decisión que tuviera en cuenta el valor de desclasificación con un nivel de confianza del 95% y los errores

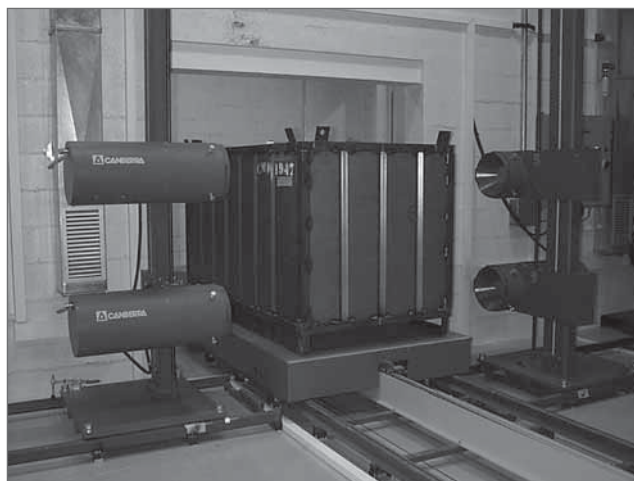


Figura 1. Equipo Box-Counter

tipo 1 y 2, la eficiencia del equipo y el fondo máximo admisible.

## EQUIPOS DE MEDIDA

Los equipos utilizados en CNV-1 para la desclasificación de materiales y paramentos han sido los siguientes:

### a) Espectrómetro gamma BOX-COUNTER (CANBERRA)

Equipo de medida de actividad por espectrometría gamma (figura 1), destinado a la desclasificación de chatarras metálicas, escombros de hormigón, aislamientos, etc.. Está formado por 4 detectores de Ge intrínseco de eficiencia relativa 20%, resolución de 1,8 keV y dotado de una plataforma móvil para la situación de los contenedores. Dispone de un ordenador de control con un software específico que permite el movimiento de la plataforma, la gestión de datos de la medida modular de contenedores o bidones de dimensiones máximas, recibe, analiza y registra los 12 espectros segmentados y el global medido, calcula las actividades de acuerdo a los parámetros y datos de la medida. La Actividad Mínima Detectable (AMD) es de 0,1Bq/g.

### b) Espectrómetro gamma portátil ISOCS (CANBERRA)

El ISOCS (figura 2) es un sistema de medida de objetos y superficies in situ por espectrometría gamma, con un detector coaxial de Ge caracterizado por CANBERRA mediante el código de modelización de Montecarlo (MCPN). Este método determina el perfil de respuesta a la radiación del detector para un radio de 50 metros a su alrededor y en un rango de energías de 50 keV a 7 MeV.

El Software del ISOCS y del programa de adquisición y análisis gamma GENIE-2000 permite crear una curva de calibración en eficiencia para cada una de las nueve

plantillas de distintas geometrías, en función de la muestra. Mediante la aplicación informática se lleva a cabo la adquisición y visualización del espectro de radiación de la muestra así como su tratamiento matemático posterior, mediante los algoritmos y parámetros preseleccionados para su interpretación y análisis. La AMD llega a 0,1 Bq/g (función del material y geometría).

### c) Medidores de contaminación superficial portátiles

Se utilizan en la desclasificación de materiales de superficies planas y accesibles. La sonda es sensible a la radiación alfa y beta/gamma. Llegan a medir 0,3 Bq/cm<sup>2</sup>.

## VERIFICACIÓN Y CALIBRACIÓN

Durante todo el proceso se han realizado verificaciones diarias de fondo y con fuente para cada uno de los detectores, por medio del software del ordenador de control a partir de un programa específico. Los resultados obtenidos se almacenaban para efectuar un histórico de seguimiento y asegurar que no se superaban los valores de investigación ( $2\sigma$ ) o acción ( $3\sigma$ ). Las fuentes utilizadas en el BOX eran de Co-60 y Ba-133 y en el ISOCS se añadió una de Cs-137. Con ellas se comprobaba la situación del centroide a 81 keV y 1332 keV, el valor de la resolución y la actividad de las fuentes

Para el BOX-COUNTER y el ISOCS, además de las verificaciones, se realizaba una calibración en energías para cada uno de los detectores y en el caso del BOX, para el conjunto de los 4 detectores. El proceso consistía en ajustar las curvas: energía/canal, anchura del pico a mitad de altura (FWHM)/energía y forma pico/energía. La calibración en eficiencia se efectuaba por medio de un modelo matemático y debía ajustarse para las diferentes geometrías utilizadas.

En el caso de las sondas portátiles se utilizaban fuentes calibradas (Co-60, Cs-137, Sr-90 y C-14) y se calculaba la eficiencia ponderada para cada Isotópico-Tipo a partir de la cual se calculaba el valor operativo de desclasificación a aplicar.

Adicionalmente se han realizado medidas de control de calidad sobre los materiales desclasificados. En total se han realizado 495 controles, la mayoría sobre chatarras ferrosas (58%) ya que era el material más abundante, y también sobre todos los espectros tipo. El 99,6% de los controles han dado resultados conformes. Asimismo se han tomado 105 muestras de materiales y 62 de superficies que han sido analizadas en un laboratorio exterior, por espectrometría gamma y por análisis radioquímicos para determinar los isótopos no medibles. Los resultados



Figura 2 Equipo ISOCS



del laboratorio exterior han sido, en general, más bajos, lo cual indica que, en el peor de los casos se han asignado más materiales al nivel de desclasificación superior.

Todo este programa se ha complementado con cinco pruebas del BOX y 4 del ISOCS, realizadas en presencia del inspector residente del CSN y de una empresa independiente.

## RESULTADOS OBTENIDOS

En total se han generado 7.792,4 t de material desclasificable procedente, en su mayoría, del edificio del reactor (41,6%). La distribución por tipo de material se recoge en la *tabla 2*.

Todo este material representa la medida de 6.288 UMA's, de las cuales han sido desclasificadas 5.144 y rechazadas 1.144 (22%). Una parte importante de estos rechazos se han solventado con medidas de más larga duración o segregando alguna de las piezas. De las UMA's desclasificadas el 92% estaban por debajo del nivel incondicional. Debe indicarse que los resultados obtenidos han sido coherentes con la clasificación radiológica hecha a priori.

La desclasificación de superficies, que ha englobado los paramentos y las grandes piezas, ha supuesto la realización de 1.304 expedientes, que corresponden 808 a paramentos y 496 a grandes piezas, siendo la mayoría de hormigón y el resto metálicos.

El material desclasificación se ha expedido a través de gestores autorizados o se ha utilizado como material de relleno en la instalación. En total se han realizado 940 expediciones de material desclasificable al exterior.

## CONCLUSIONES

- La desclasificación de materiales es una actividad fundamental en el desmantelamiento de las centra-

Tipo de material	Peso (t)	%
Chatarra ferrosa	4.663,05	60
Chatarra no ferrosa	146,7	2
Aislamiento térmico	105,7	1
Cables	161,9	2
Hormigón	2.543,3	33
Otros	171,7	2

les nucleares, con objeto de reducir la generación de residuos radiactivos.

- El proceso de desclasificación es un proceso complejo en el que deben participar todos los implicados en el desmantelamiento.
- La segregación en origen de los materiales, aplicando criterios radiológicos y físicos, es fundamental para asegurar que las medidas se realizan de manera adecuada y no se producen rechazos.
- Todo el sistema de medida necesita una serie de verificaciones, calibraciones y pruebas que aseguren la calidad de la medida.
- Un buen control radiológico inicial asegura una asignación óptima de los materiales a gestionar.

## REFERENCIAS

1. "Recommended Radiological protection criteria for the recycling of materials from the dismantling of nuclear installations". Radiation Protection nº 89-EC-1998
2. "Recommended radiological protection criteria for clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations" Radiation Protection no 113. UE-2000.
3. Ortiz, T., Ondaro M., Irún, I., Just, J. "Gestión radiológica de materiales de desmantelamiento". Radioprotección 2001; 28(IX): 28-39.

**SPB**

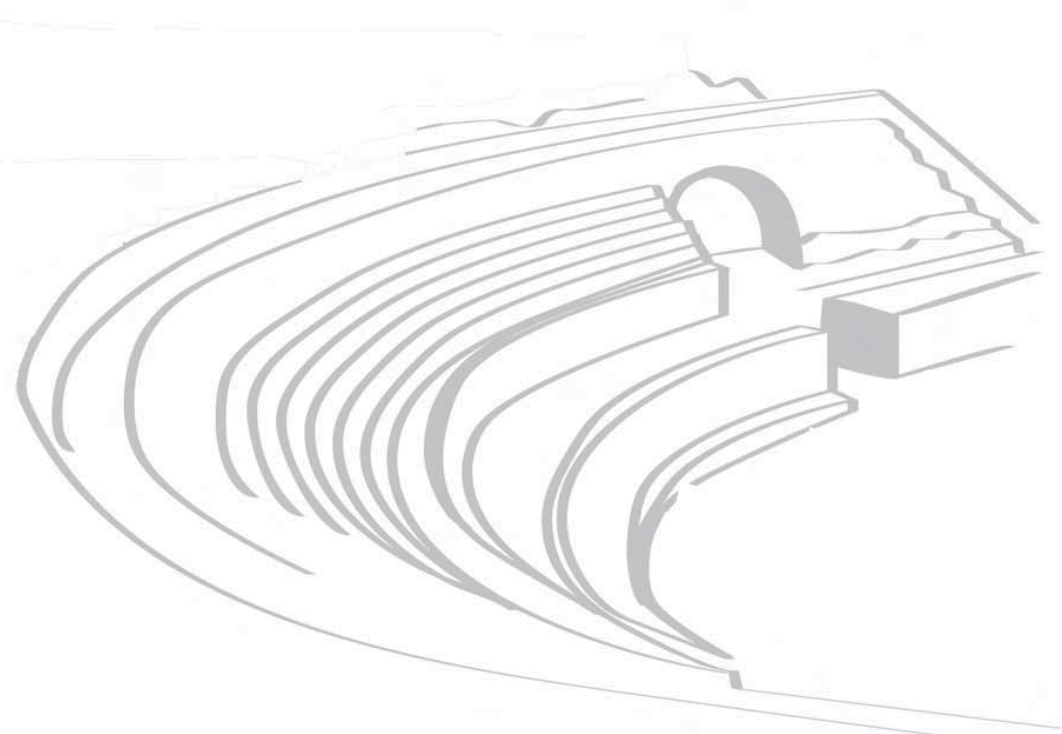
**PRESENTACIONES PÓSTER**

# FORMACIÓN EN PR. EFECTOS BIOLÓGICOS

**Miércoles 19 de septiembre de 2007**

**12:45 - 13:30**

Coordinadores: **M<sup>a</sup> Teresa Macías** (CSIC) y  
**Juan José Peña** (Universidad de Extremadura-  
Complejo Hospitalario Universitario de Badajoz)



# MANUAL DE ACREDITACIÓN Y PLAN DE REENTRENAMIENTO DEL DEPARTAMENTO DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y MEDIOAMBIENTE DE C. TRILLO

J. L. Callejo <sup>1</sup> y J. Benavides <sup>2</sup>

<sup>1</sup> TECNATOM, S.A. <sup>2</sup> C. TRILLO

## INTRODUCCIÓN

La explotación segura y eficiente de una central nuclear exige un personal cualificado y acreditado para poder dirigir, supervisar y ejecutar las distintas actividades con un alto nivel de exigencia y profesionalidad cuya máxima expresión es la Cultura de Seguridad.

Esta exigencia conlleva la necesidad de establecer un proceso sistematizado que permita garantizar que el personal adquiere y mantiene los conocimientos y habilidades necesarios para ejecutar con una aptitud adecuada los procedimientos propios del puesto. Este proceso se establece y documenta en los Manuales de Acreditación y en los Planes de Reentrenamiento de los Departamentos y Secciones.

## MANUAL DE ACREDITACIÓN

El Manual de Acreditación del Departamento de Protección Radiológica y Medioambiente de C. Trillo recopila la información necesaria para formar y entrenar al personal que se vaya a incorporar a un puesto de trabajo de dicho Departamento, tanto por incorporaciones externas como por cambio de puesto de trabajo.

Su objeto es, por tanto, describir el alcance en detalle de los programas de formación y el entrenamiento en el puesto de trabajo que el personal del Departamento de Protección Radiológica y Medioambiente debe seguir para el ejercicio de las responsabilidades y funciones de su puesto.

## DESARROLLO DEL MANUAL

El Manual de Acreditación ha sido elaborado aplicando una metodología basada en un enfoque sistemático de capacitación también conocida como "Systematic Approach to Training SAT" <sup>(1,2)</sup>. Esta metodología ofrece un proceso lógico que abarca desde la identificación de las competencias requeridas para realizar un trabajo hasta el desarrollo y realización del entrenamiento para alcanzar dichas competencias y su posterior evaluación.

En la preparación y diseño del Manual de Acreditación se han tenido en cuenta los siguientes criterios:

- El programa de formación y entrenamiento ha sido desarrollado presuponiendo que el personal no tiene formación ni experiencia en el puesto.
- Cubre todos los hitos teóricos y prácticos enunciados en la instrucción IS-03 del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes <sup>(3)</sup>.
- Este programa ha sido obtenido tras un análisis de las funciones y actividades del puesto de trabajo y de los procedimientos que sirven de base para la ejecución de dichas actividades.
- Tras este análisis, el Manual de Acreditación se concreta en módulos independientes y relacionados que permiten determinar de forma clara un itinerario pedagógico en la obtención de las cualificaciones requeridas por el puesto.
- La duración de los módulos se ha establecido en base a la experiencia acumulada en la impartición de los cursos y se refiere a una combinación adecuada de formación en aula, formación práctica y entrenamiento en el puesto de trabajo.

A continuación se detalla la secuencia seguida en la elaboración del Manual de Acreditación que, básicamente, se ha concretado en los siguientes pasos:

- Descripción de los puestos de trabajo que forman parte del Departamento de Protección Radiológica y Medioambiente y que son objeto de los programas de formación y entrenamiento.
- Análisis de las funciones y actividades asociadas a cada puesto de trabajo.
- Identificación de los procedimientos que sirven de base para la ejecución de dichas actividades.
- Elaboración de módulos formativos independientes y diseñados mediante agrupación de actividades relacionadas.
- Determinación de los módulos asociados a cada puesto de trabajo.

## Organización del Departamento

El Departamento de Protección Radiológica y Medioambiente de C. Trillo tiene la organización que se recoge en la *figura 1*. Para el diseño del Plan de Formación de este Departamento se han considerado los siguientes puestos de trabajo:

- Jefe de Protección Radiológica y Medioambiente
- Jefe de PR y Coordinador ALARA.
- Técnico de PR-Planta
- Técnico de Dosimetría e Instrumentación
- Técnico de Gestión de Residuos Radiactivos
- Técnico de Topografía y Recogida de Muestras
- Técnico de Medioambiente
- Monitor de PR-Planta
- Monitor de PR-Dosimetría
- Monitor de PR-Instrumentación
- Monitor de PR-Gestión de Residuos Radiactivos
- Monitor de PR-Topografía
- Auxiliar de Medioambiente

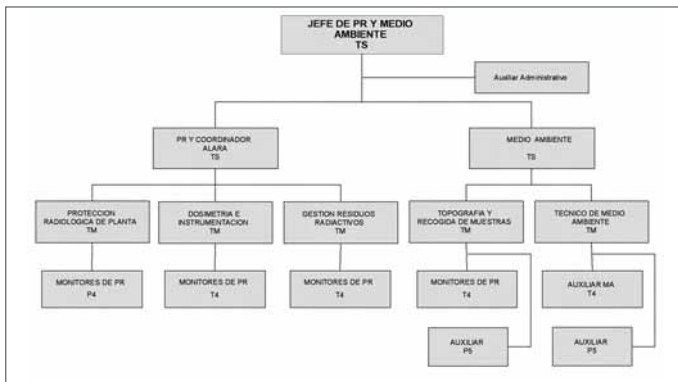


Figura 1.- Organigrama del Departamento de Protección Radiológica y Medioambiente

## Funciones y actividades

Las funciones asignadas a los puestos de trabajo del Departamento y las actividades necesarias para el cumplimiento de dichas funciones están descritas en distintos documentos de la Central: Manual de Organización, Especificaciones de Funcionamiento, Reglamento de Funcionamiento, etc.

A partir de un análisis preliminar de las actividades y de la información suministrada por los responsables del Departamento se han identificado los procedimientos que sirven de base para la ejecución de dichas actividades.

El siguiente paso ha consistido en asociar dichos procedimientos a cada uno de los puestos de trabajo encargados de realizar esas actividades.

En total se han identificado unos 230 procedimientos necesarios para desarrollar las funciones y actividades del Departamento.

## Plan de Formación inicial

Una vez agrupados los conocimientos y competencias, con sus procedimientos asociados, se han identificado los objetivos de entrenamiento y se han definido los correspondientes contenidos instructivos, dando lugar a la elaboración del Plan de Formación inicial del Departamento.

Este Plan de Formación se ha estructurado en módulos formativos independientes y, para una persona de nuevo ingreso, consta básicamente de:

- Formación general: el alumno cubre un temario que comprende la descripción específica de su instalación, los procedimientos administrativos de la organización, calidad, etc. Esta formación puede durar entre 200-500 horas.
- Formación específica: incluye la formación teórica en protección radiológica, formación específica sobre los sistemas relacionados con la protección radiológica de C. Trillo, el Manual de Protección Radiológica, procedimientos, Plan de Emergencia y procedimientos de actuación. Su duración total aproximada es de 300-800 horas dependiendo del puesto y especialidad del técnico.
- Entrenamiento en el puesto: Durante este entrenamiento el alumno, tutorizado por su supervisor, realiza las tareas asignadas a su puesto. La duración depende de su experiencia previa.

En la *figura 2* se muestra el Plan de Formación del Jefe del Departamento.

En una matriz del Manual de Acreditación se listan los módulos que conforman el Plan de Formación y la duración de cada uno de ellos.

En la elaboración de los módulos se ha seguido la metodología definida en el procedimiento CE-A-CE-4308 de la Central <sup>(4)</sup>.

La descripción detallada del contenido de cada módulo se recoge en un anexo del Manual de Acreditación.

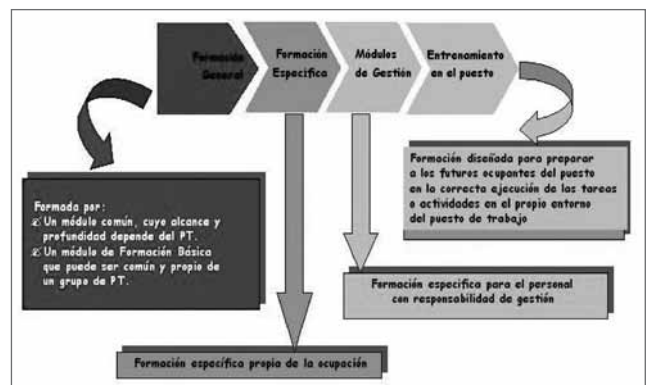


Figura 2.- Plan de Formación Jefe del Departamento



Como norma general, cada módulo se estructura en los siguientes apartados:

- Objetivo general
- Objetivos de aprendizaje
- Requisitos de acceso
- Resumen de contenidos
- Metodología didáctica
- Contenidos
- Prácticas

Este Plan de Formación se ha aplicado recientemente en la Central con resultados satisfactorios, tanto para la obtención del Diploma de Experto expedido por el Consejo de Seguridad Nuclear como en la formación de nuevos Técnicos Expertos en Protección Radiológica. Todos ellos se han incorporado plenamente a su puesto desempeñando sus nuevas funciones y atribuciones.

### PLAN DE REENTRENAMIENTO

El objetivo de un plan de reentrenamiento es alcanzar un alto nivel de profesionalismo de todo el personal en la consecución de los altos estándares requeridos para asegurar la explotación segura y eficiente de la planta.

Este plan de reentrenamiento, para un colectivo que realiza unas actividades y tareas específicas, deberá cubrir los siguientes objetivos:

- Mantener y actualizar los conocimientos y habilidades necesarios para ejecutar las responsabilidades del personal, tanto rutinarias como de emergencia.
- Mantener la consciencia de la responsabilidad individual respecto al impacto de sus actuaciones en la seguridad nuclear de la planta y las consecuencias de los errores.
- Enfatizar en las lecciones aprendidas de la experiencia operativa propia y ajena para prevenir la repetición de los errores.
- Corregir los problemas de rendimiento susceptibles de ser eliminados con formación.
- Evaluar el rendimiento individual y colectivo para identificar áreas de mejora.
- Mantener una consciencia clara de los cambios de procedimientos y las modificaciones de diseño.
- Aumentar el nivel de entendimiento de los fundamentos físicos y tecnológicos aplicados.
- Suministrar a los Superiores información para mejorar las prácticas operativas, los procedimientos y el diseño de la planta.

#### Elaboración del Plan de Reentrenamiento

La Guía CEX-37<sup>(5)</sup> recomienda la necesidad de actualizar los conocimientos, habilidades y actitudes alcanza-

das y desarrolladas en el Plan de formación y entrenamiento inicial en el puesto. Esta actualización no deberá ser generalizada a todos los conocimientos sino que debe estar enfocada a los conocimientos, habilidades y actitudes requeridos para el ejercicio de las tareas y actividades de mayor importancia, de más difícil ejecución y de menor frecuencia de ejecución.

Los pasos a seguir para la elaboración del Plan de reentrenamiento del Departamento han sido:

- Identificación de las actividades a evaluar. Las actividades se han tomado de las relacionadas en el módulo de entrenamiento en el puesto del Manual de Acreditación.
- Selección del personal encargado de la evaluación.
- Validación de las actividades incluidas en los formatos de evaluación.
- Calificación de las actividades en términos de Dificultad, Importancia y Frecuencia. En el siguiente apartado se establecen los criterios taxonómicos.
- Validación y resolución de las discrepancias identificadas en la calificación de las actividades.
- Selección de las actividades objeto de reentrenamiento de acuerdo con los criterios establecidos en el siguiente apartado.
- Determinación de los conocimientos, habilidades y actitudes requeridos para realizar las actividades seleccionadas.
- Diseño de los módulos didácticos del Plan de reentrenamiento.
- Diseño del Plan de reentrenamiento plurianual agrupando los módulos didácticos por áreas de interés, evitando la repetición de temas y laminando su impartición. Se estima que los planes de reentrenamiento deben tener una vigencia de cinco años. Si bien, éstos podrían tener una duración más larga o corta en función de su alcance y del número de módulos que resulten.
- Preparación, revisión y aprobación del Plan de reentrenamiento plurianual del puesto.

El plan plurianual se impartirá hasta su finalización, momento en el cual se realizará de nuevo el proceso a fin de revisarlo como consecuencia de:

- la experiencia acumulada por el personal.
- la evolución natural del alcance de actividades de los puestos.
- la incorporación de los resultados de la evaluación de la efectividad del propio Plan.

#### Criterios de selección de actividades

Se establecen los siguientes criterios taxonómicos:

Frecuencia: Se define como la periodicidad aproxima-



da con la que se realiza la actividad:

- Raramente (R): Una vez al año.
- Infrecuentemente (I): De tres a cuatro veces al año.
- Ocasionalmente (O): Una vez al mes.
- Frecuentemente (F): Una vez a la semana.
- A menudo (A): Una o más veces al día.

**Importancia:** Se define como la importancia relativa durante la correcta realización del trabajo, en cuanto a los riesgos radiológicos y a la correcta operación de la Planta:

- Muy Baja (MB): No conlleva riesgos radiológicos y no interfiere en la operación de la Planta.
- Baja (B): Posibles riesgos radiológicos y alguna consecuencia en la operación, pero poco seria.
- Media (M): Serias consecuencias radiológicas y requiere una acción correctiva considerable.
- Alta (A): Graves consecuencias radiológicas y requiere una importante acción correctora.
- Muy Alta (MA): Da lugar a consecuencias radiológicas muy graves de enorme costo y mucho tiempo de corrección.

**Dificultad:** Se define como el esfuerzo relativo en cuanto al grado de conocimiento y habilidad para la correcta realización de una actividad:

- Fácil (F): Entre el 10% de las tareas más fáciles.
- Relativamente Fácil (RF): Más fácil que la media, pero no de las más fáciles.
- Difícil (D): Más difícil de ejecutar que la media.
- Muy Difícil (MD): Dentro del 10% de las más difíciles de realizar.

Una vez calificadas las actividades o tareas en función de su importancia, dificultad y frecuencia, se seleccionaron aquéllas que iban a ser objeto de reentrenamiento. Para ello, se comprobó, una a una, si cumplía alguno de los criterios establecidos en el siguiente cuadro:

IMPORTANCIA	DIFICULTAD	FRECUENCIA
MA	Cualquiera	Cualquiera
A	Cualquiera	I, R
	MD, D	F, O, I, R
M	MD, D	I, R

### Plan de reentrenamiento de los Monitores de PR

Aplicando la metodología del apartado anterior y según los criterios establecidos en el cuadro, se han seleccionado aquellas tareas que deben ser objeto de reentrenamiento.

Para ello, las distintas tareas seleccionadas se han agrupado en módulos formativos a incluir en un Plan de reentrenamiento de 5 años.

La selección de las tareas se ha basado en los resul-

tados obtenidos al aplicar los criterios anteriores a las encuestas presentadas por los interesados. Adicionalmente, se han incluido otras tareas que, a juicio del evaluador, debían formar parte del Plan de reentrenamiento, aunque, según los resultados de las encuestas, no cumplían ninguno de los criterios anteriores.

Además, como consecuencia de experiencias pasadas y según juicios técnicos de los evaluadores, en cada módulo formativo se ha incluido un reentrenamiento en los sistemas de la planta aplicables a dicho módulo así como un repaso de los conceptos fundamentales de la protección radiológica, también aplicables a cada módulo.

AÑOS	1	2	3	4	5
<b>PR-PLANTA</b>					
Control de Efluentes Líquidos				09	
Control de Efluentes Gaseosos					10
Control de Fuentes y Materiales Radiactivos			08		
Programa ALARA			08		
Acceso a Zona Controlada en situaciones especiales		07			
Equipos de Protección Respiratoria	06				
Control de la Contaminación Personal	06				
Sistemas específicos y Conceptos fundamentales de PR	06	07	08	09	10
Experiencia operativa propia y ajena	06	07	08	09	10
<b>PR-RESIDUOS</b>					
Operación de los Sistemas TT y TQ		07			
Operación del Sistema TR				09	
Operación de Tránsito de Resinas al Sistema TT					10
Gestión de Bultos Radiactivos			08		
Manejo y Movimiento de Bultos	06				
Sistemas específicos y Conceptos fundamentales de PR	06	07	08	09	10
Experiencia operativa propia y ajena	06	07	08	09	10
<b>PR-DOSIMETRÍA</b>					
Gestión Administrativa de la Dosimetría Externa					10
Estimación de Dosis Interna	06				
Operación y Mantenimiento del Sistema TLD			08		
Estimación de Dosis Externa					10
Sistemas específicos y Conceptos fundamentales de PR	06		08		10
Experiencia operativa propia y ajena	06		08		10
<b>PR-INSTRUMENTACIÓN</b>					
Mantenimiento del Sistema de Irradiación Gamma			08		
Mantenimiento de Instrumentos de Medida de Contaminación	06				
Mantenimiento de Radiómetros					10
Sistemas específicos y Conceptos fundamentales de PR	06		08		10
Experiencia operativa propia y ajena	06		08		10
<b>AUXILIAR DE TOPOGRAFÍA</b>					
Control de los Movimientos del Terreno		07			
Actuación ante Incidentes Medioambientales				09	
Experiencia operativa propia y ajena		07		09	
<b>AUXILIAR DE MEDIOAMBIENTE</b>					
Actuación ante Incidentes Medioambientales			08		
Experiencia operativa propia y ajena			08		



Como resultado de la aplicación de esta metodología se ha elaborado un Plan de reentrenamiento plurianual para cada Monitor de Protección Radiológica que incluye los siguientes módulos:

## REFERENCIAS

1. *Capacitación del personal de las centrales nucleares y su evaluación*. Technical Reports Series nº 380. International Atomic Energy Agency IAEA. Viena, 1996.
2. *Principles of Training System Development ACAD-88-002*. Institute of Nuclear Power Operations. Atlanta, 1988.
3. *Instrucción de 6 de noviembre de 2002, del Consejo de Seguridad Nuclear, nº IS-03, sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de Experto en protección contra las radiaciones ionizantes*.
4. *"Aplicación de la Guía CEX-37 en C. N. Trillo"*. Procedimiento CE-A-CE-4308 de la Central.
5. *Guía de cualificación, formación, entrenamiento y experiencia para personal sin licencia de centrales nucleares*. Guía CEX-37 de UNESA (revisión 8). Septiembre 1998.



# FORMACIÓN ESPECÍFICA EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA A TRABAJADORES DE LA INDUSTRIA DEL METAL EN ESPAÑA

C. Correa<sup>1</sup>, T. Ortiz<sup>1</sup>, O. González<sup>1</sup>, J.L. Pinilla<sup>2</sup>, L. Fuentes<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ENRESA, Unidad Técnica de Protección Radiológica <sup>2</sup>ENRESA, Servicio de Protección Radiológica. C.A. El Cabril

## INTRODUCCIÓN

En España existe un sistema para vigilar la presencia de material radiactivo en instalaciones que procesan chatarras metálicas, ya sean empresas de recuperación, fundición o siderúrgicas. Este sistema se denomina "Protocolo Español para la vigilancia de los materiales metálicos".

Se trata de un acuerdo entre la Administración española y las empresas del sector, con el objeto de establecer un sistema de vigilancia y control para prevenir los riesgos que pudieran derivarse de la presencia de material radiactivo en la chatarra y en los productos resultantes de su procesado.

Todos los firmantes del Protocolo adquirieron unos compromisos. Enresa es la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos y su función es gestionar los residuos radiactivos en España.

Como firmante del Protocolo, adquirió entre otros los siguientes compromisos:

- Colaborar en los planes de formación de los técnicos que deban actuar en caso de detección del material radiactivo
- Colaborar en las campañas de formación y divulgación de la protección radiológica entre el personal de las empresas del sector de la recuperación y fundición de metales.

## PROGRAMA DE FORMACIÓN

El Sistema de vigilancia de la radiación en instalaciones en las que se procesa material metálico, está dotado de unos equipos de detección ubicados a la entrada de la chatarra al recinto y en diversas zonas de la instalación donde se procesa el material. El sistema de vigilancia se completa con medios humanos formados en el funcionamiento de los equipos, en los riesgos asociados y en la respuesta ante a la presencia de material radiactivo.

Los sistemas de vigilancia y control de las empresas firmantes del protocolo pueden contar con diferentes tipos de instrumentos de detección en función de la dimensión y del proceso que se desarrolle en ellas:

- Detectores automáticos de pórtico, situados a la entrada y salida de las plantas, para la detección de radiación en los cargamentos de materiales metálicos.
- Sistemas portátiles de detección, para la inspección detallada de los cargamentos en los que se haya detectado radiación o para su utilización en los centros de recuperación de tamaño reducido en donde no se tritura el material metálico.
- Sistemas para el análisis por espectrometría gamma, de las muestras tomadas en el proceso para garantizar que los productos resultantes están libres de material radiactivo.

En el Protocolo está previsto que en caso de detección a la entrada del material metálico, las actuaciones iniciales sean llevadas a cabo por personal de las instalaciones. En cuanto a las actuaciones especializadas en caso de detección, consistentes en la caracterización radiológica del material, pueden ser realizadas por personal de las instalaciones o por una empresa especializada en protección radiológica autorizadas por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) la autoridad española en esta materia. Estas empresas se denominan en España “Unidad Técnica de Protección Radiológica” (UTPR). Solamente en el caso de que se produzca un incidente porque se haya procesado el material radiactivo (trituration, fundición etc), las actuaciones de descontaminación y recuperación de la situación tienen que realizarse por una UTPR.

Desde que el Protocolo se implantó en España (1998), y se analizó la necesidad de formación, inicialmente se impartieron una serie de cuatro seminarios de carácter básico. Con la experiencia adquirida en este inicio, se diseñaron fundamentalmente dos tipos de cursos:

- Curso Básico dirigido a personal de primera intervención que es el que recibe la alarma del equipo de detección, realiza las primeras actuaciones de protección y debe realizar los avisos establecidos.
- Curso Avanzado sobre identificación y cuantificación de material radiactivo que está dirigido a personal más especializado que maneja los equipos de detección y que toman decisiones en cuanto a las actuaciones posteriores sobre el material radiactivo.

En el Curso Avanzado participa el CSN y el Centro Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT), en cuyas instalaciones se imparte.

Además, en el Protocolo se prevé el que hayan actuaciones de carácter divulgativo que están dirigidas a todo el personal de los sectores de la fundición y recuperación de metales para fomentar la prevención de riesgos derivados de la presencia de material radiactivo en la chatarra.

Desde 1998 hasta Junio del año 2007, se han impartido 20 cursos distribuidos de la siguiente manera:

- 4 Seminarios iniciales básicos.
- 11 Cursos Básicos.
- 5 Cursos Avanzados.

Las actuaciones de carácter divulgativo han consistido en la edición de un poster y un tríptico en el que se incluyen fotografías de materiales detectados, con el objeto de que los trabajadores estén familiarizados con el aspecto de estos materiales, teléfonos de interés, diagrama de actuación en caso de detección (figura 1)

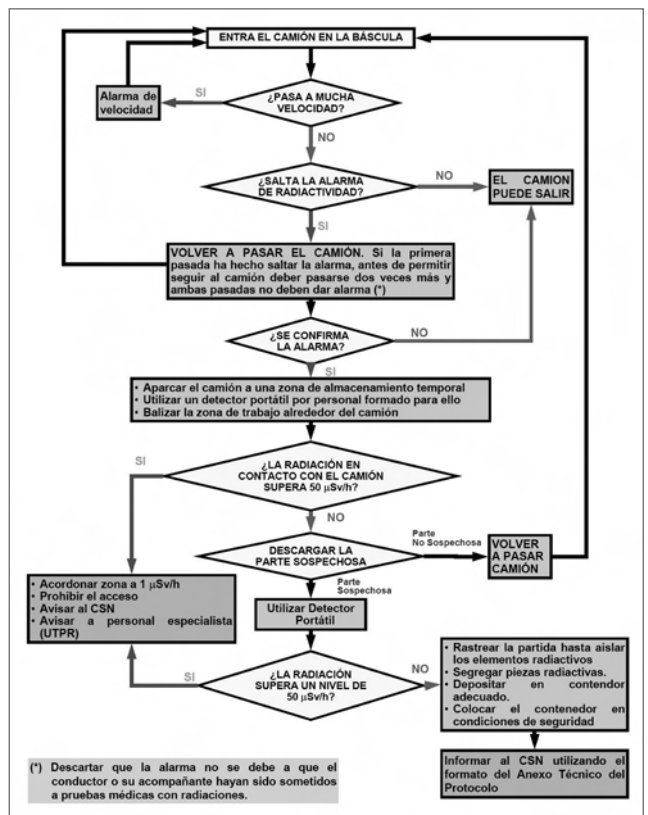


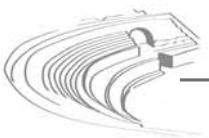
Figura 1.- Diagrama de Actuación a la entrada del material metálico incluido en los folletos divulgativos.

y unos conceptos básicos sobre los el uso de los materiales radiactivos, el Protocolo, y actuación en caso de detección. Este material ha sido editado por el CSN y elaborado en colaboración con Enresa, UNESID (Unión de Empresas Siderúrgicas) y FER (Federación Española de Resuperación). Se ha distribuido en las empresas del sector, se entrega también en los cursos de formación y se puede solicitar al CSN.

### CURSO BÁSICO SOBRE RADIATIVIDAD Y MEDIDA DE LA RADIACIÓN.

El objetivo del curso es proporcionar conocimientos básicos sobre fuentes de radiaciones ionizantes, riesgos derivados, medidas de vigilancia y control y normativa relativa a las radiaciones ionizantes, al personal de las empresas siderúrgicas y de recuperación, responsables de las medidas iniciales de vigilancia y control cuando se detecte presencia de material radiactivo en la chatarra, así como de realizar los avisos establecidos

El curso tiene una duración de 13 horas lectivas, distribuidas en dos días. Consta de clases teóricas (8 h),



2 clases prácticas (4 h) y un coloquio (1 h) al final del curso en el que se trata que los asistentes al curso con los conocimientos adquiridos expongan su problemática y dar posibles soluciones en cada caso.

La primera clase práctica está enfocada a la utilización de equipos portátiles de detección de la radiación, que se utilizan en este ámbito con una doble finalidad. Por un lado, la de localizar el material radiactivo en un cargamento en el que se ha detectado la su posible presencia, en los detectores de la entrada de material, y por otra parte la de evaluar el riesgo radiológico del material localizado. En esta clase, además de disponer de equipos con diferentes tipos de detectores, los asistentes traen sus propios equipos para realizar la práctica. Ésta consiste en conocer las características y prestaciones de cada equipo y en la localización una pequeña fuente radiactiva de verificación con los equipos propios.

La segunda clase práctica se realiza en una instalación que disponga de sistema de detección a la entrada de material. La práctica consiste en analizar los parámetros de funcionamiento del equipo, ver cómo funciona, realizar unos ensayos de disparo de las alarmas con un vehículo, e interpretar los resultados. El objetivo de esta práctica es que el personal que va a estar en los puestos de control de estos equipos, tenga un conocimiento básico de su funcionamiento y sepa interpretar de manera básica los resultados de las mediciones que realiza el equipo, para realizar los avisos oportunos en cada caso.

El programa del curso se distribuye de la siguiente manera:

- 1.- Introducción a la problemática (2 h)
  - Tema 1: El sistema de control regulador. Aspectos legales. La gestión de los residuos radiactivos (1 h).
  - Tema 2: Problemática específica de presencia de material radiactivo en chatarra. Protocolo y resolución sobre actuaciones y compromisos (0,5 h).
  - Tema 3: Incidentes en España (0,5 h)
- 2.- Conceptos Básicos (4 h)
  - Tema 4: Radiaciones ionizantes: radiación natural y artificial. El átomo: la tabla periódica. Radiactividad: isótopos radiactivos (1/2 h).
  - Tema 5: Magnitudes y unidades radiológicas. Ejemplos (1/2 h).
  - Tema 6: Vigilancia y medida de la radiación. Detectores. Espectrometría. monitores de radiación y contaminación (1 h).
  - Tema 7: Aplicaciones de las radiaciones ionizantes: equipos, materiales y fuentes. Residuos Radiactivos (1 h).
  - Tema 8: Riesgos radiológicos: efectos sobre la salud (1/2 h).

Principios básicos de protección radiológica. Protección

contra los riesgos específicos: irradiación y contaminación. Protección radiológica operativa (1/2 h).

### 3.- Conceptos Específicos (2 h.)

Tema 9: Vigilancia y control: Pórticos. Ventajas e inconvenientes. mbrales de alarma (1 h).

Tema 10: Actuación en caso de detección. Localización, segregación y acondicionamiento. Gestión final de los materiales (1 h).

Prácticas: Manejo de equipos de medida de la radiación y la contaminación (4 h)

P1 Vigilancia y Medida de la radiación: monitores de radiación y contaminación (2 h).

P2 Vigilancia y Medida de la radiación: pórticos (2 h).

Coloquio: Experiencias prácticas (1 h).

## CURSO AVANZADO DE IDENTIFICACIÓN Y CUANTIFICACIÓN DE MATERIAL RADIATIVO

El objetivo es proporcionar los conocimientos teórico-prácticos sobre medidas de vigilancia y control de material radiactivo, haciendo hincapié en las técnicas de identificación, segregación, caracterización cualitativa y cuantitativa, acondicionamiento de fuentes y materiales radiactivos que puedan aparecer en empresas del sector de reciclado de chatarras.

La duración del curso es de cinco días y un total de 26 horas. Estas se reparten en 18 h de clases teóricas y 8 horas de prácticas.

Las clases prácticas están dirigidas principalmente al manejo de equipos portátiles de localización de material radiactivo y equipos de caracterización radiológica basados en espectrometría gamma tanto de laboratorio como portátiles.

En cuanto a las clases teóricas la parte más amplia es la correspondiente a la detección y medida de la radiación, aunque con un enfoque fundamentalmente técnico en la utilización de equipos espectrometría para identificar isótopos y cuantificar la actividad en el material radiactivo.

El programa se distribuye de la siguiente manera:

- 1.- Introducción a la problemática (2 h)
  - Tema 1.-Materiales radiactivos. El sistema de control regulador. Aspectos legales y gestión de residuos radiactivos (1 h)
  - Tema 2.-Problemática específica de la presencia de material radiactivo en chatarras. Protocolo y legislación sobre actuaciones y compromisos (1 h)
- 2.- Detección y medida de la radiación (9 h)
  - Tema 3.-Interacción de la radiación con la materia. Detección de la radiación (1 h)

Tema 4.-Técnicas de espectrometría para la identificación de radionucleidos (2 h)

Tema 5.-Análisis cualitativo. Identificación (1,5 h)

Tema 6.-Análisis cuantitativo. Fuentes de referencia (1,5 h)

Tema 7.-Estadística. Incertidumbre de la medida (1 h.).

Tema 8.- Sistema de detección para la localización, identificación y caracterización del material radiactivo. Aplicación a la industria del metal (2 h.).

### 3.-Aspectos prácticos (3,5 h.).

Tema 9.-Protección Radiológica (1 h.).

Tema 10:Acondicionamiento de materiales radiactivos y fuentes de radiación (1 h.).

Tema 11: Incidentes de fusión de fuentes. Lecciones aprendidas (1,5 h.).

Seminarios (4 h.)

Seminario I: Determinación de la actividad (2 h.).

Seminario II: Actuación. Casos prácticos (1,5 h.).

Prácticas (8 h.)

Práctica 1: Estadística. Factores que influyen en la medida: distancia, tiempo y blindaje (2 h.).

Práctica 2: Espectrometría gamma. Calibración en energía y en eficiencias. Cálculo de actividad con detector de INa (TI) (2 h.).

Práctica 3: Manejo de equipos propios. Localización de material radiactivo (2 h)

Práctica 4: Manejo de equipos propios. Identificación de material radiactivo (2 h.)

## ANÁLISIS DE LA EXPERIENCIA ADQUIRIDA.

En todos los cursos se realiza una encuesta a los participantes para evaluar desde su punto de vista tanto el programa de los cursos como el profesorado. En la *tabla 1* se presenta el número de alumnos por tipo de curso, fecha y tipo de industria y la apreciación global del curso.

En todos los cursos la apreciación global del mismo ha sido muy buena y se han recogido las sugerencias realizadas por los alumnos para tenerlas en cuenta en los cursos sucesivos. Hay que señalar que en todos los cursos los alumnos manifestaron de manera general, que habían adquirido un buen número de conocimientos válidos para el trabajo a desarrollar.

Los seminarios iniciales se diseñaron en colaboración con el CSN y CIEMAT y se impartieron los primeros años (1998-2001) en las instalaciones que CIEMAT tiene ubicadas en Madrid. En ellas se dispone de laboratorios y equipamiento de medida de la radiación. Estos seminarios tenían una duración similar al que se presenta como básico en el apartado anterior y en unos casos

Curso	fecha	Acerías y fundiciones	Recuperadores de metal	otros	total	Encuesta apreciación global
INICIAL	oct-98	62	16		78	muy buena
	nov-99	1	2	16	19	muy buena
	abr-01	13	7	1	21	muy buena
	jun-01	15	5		20	muy buena
BÁSICO	jul-04	18	4		22	muy buena
	sep-04	21	8		29	muy buena
	oct-04	10	6		16	muy buena
	feb-05	13	5		18	muy buena
	abr-05	0	17		17	muy buena
	abr-05	2	28		30	muy buena
	oct-05	14	0		14	muy buena
	jun-06	3	14		17	muy buena
	sep-06	19	6		25	muy buena
	oct-06	22	5		27	muy buena
AVANZADO	may-07	4	20		24	muy buena
	jun-01	6	3	5	14	muy buena
	jul-04	11	0		11	muy buena
	oct-04	2	8		10	muy buena
	jun-05	5	8		13	muy buena
	nov-06	7	5		12	muy buena
		248	167	22	437	

Tabla 1.- Número de Alumnos por tipo de Empresa y Cursos realizados desde 1998.

estaban enfocados de manera similar al Curso Básico y en otros estaban dirigidos a la caracterización radiológica del material radiactivo. Con las opiniones recabadas y la experiencia adquirida, se diseñaron los dos cursos que actualmente se imparten. En ambos casos siempre se ha tenido en cuenta la petición del enfoque práctico de los mismos.

El Curso Básico pasó a impartirse en un zona determinada de España en la que hubiera un número mínimo de asistentes de la zona y una instalación con pórtico para poder realizar las prácticas. El curso avanzado, dada su duración y sus necesidades de equipamiento y profesorado se continúa impartiendo en CIEMAT (Madrid).

Dentro del sector es el Curso Básico el que tiene mayor aceptación por varios motivos. Este curso tiene una duración de dos días, se imparte en las zonas en las que se encuentran mayoritariamente distribuidas las industrias y es de carácter más práctico desde el punto de vista de las actuaciones iniciales (localización y segregación del material radiactivo) que siempre son realizadas por personal de la planta. Las actuaciones de caracterización radiológica pueden ser realizadas por una empresa externa que sea UTPR, o como mucho la realizan uno o dos técnicos de la instalación formados para ello. El curso avanzado está diseñado para personal con un nivel técnico inicial superior, y aún así hay que tener en cuenta, que se trata de un sector no especialista en el campo radiológico y por ello les resulta complicado un curso de estas características.

En general las clases prácticas con equipos portátiles propios y en el sistema de detección, son muy aprecia-



das por los asistentes, ya que son muy útiles para resolver situaciones que surgen en el trabajo diario.

El futuro se plantea con el mantenimiento del curso básico, ya que siempre hay personal de nueva incorporación, y el diseño de un nuevo tipo de cursos de refresco para los trabajadores que llevan tiempo realizando las tareas de localización, segregación y en su caso de caracterización del material radiactivo. En cuanto al curso avanzado se mantendrá con periodicidad de uno por año siempre que haya un número mínimo de 15 asistentes.

## RESUMEN Y CONCLUSIONES.

Enresa como firmante del Protocolo español de vigilancia radiológica de los materiales metálicos colabora en los programas de formación para los trabajadores de la industria del reciclaje de metales.

Desde 1998 se han impartido un total de 20 cursos de formación a un total de 437 trabajadores procedentes de empresas siderúrgicas, de fundición y de recuperación.

Asimismo se han realizado actuaciones de información y divulgación entre los trabajadores de la industria del metal.

Se imparten dos tipos de cursos: Curso Básico dirigido a personal de primera intervención y Curso Avanzado dirigido a especialistas para la caracterización radiológica del material detectado.

La valoración de los cursos por los asistentes ha sido siempre muy positiva, teniendo una mayor aceptación el Curso Básico. Las clases prácticas son muy apreciadas por los asistentes a los cursos.

En el futuro se seguirá impartiendo el Curso Básico dos o tres veces al año, según demanda, y el Curso Avanzado se impartirá como máximo uno al año y siempre que haya una demanda mínima de asistentes. Se van a plantear cursos de refresco para los trabajadores que ya están realizando las tareas de localización, segregación y caracterización del material radiactivo, y que precisan reciclaje en lo referente a la formación en detección y medida de la radiación, y actuaciones en casos que se han planteado a lo largo de los años.



## FORMACIÓN BÁSICA ONLINE EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DIRIGIDA A LOS TRABAJADORES EXPUESTOS DEL CIEMAT

M. Rodríguez, C. Llorente, L. de Diego, M. Marco

*Aula virtual del CIEMAT*

### INTRODUCCIÓN

Hoy en día la formación online está adquiriendo gran protagonismo en los planes de formación, como consecuencia de las ventajas que ofrece. La metodología online destinada a la formación inicial básica y actualización en Protección Radiológica (PR) de los trabajadores expuestos ofrece evidentes ventajas, contribuyendo, además, a la optimización de la PR. En cursos más especializados o de más nivel, una formación mixta (online/presencial) es la metodología óptima.

El Ciemat ha puesto en marcha un **Aula Virtual** para el desarrollo de actividades de formación, basadas en las **ventajas de aprendizaje** que proporcionan las **nuevas tec-**

**nologías**, en materia de Protección Radiológica, Energía, Tecnología y Medio Ambiente, entre otras.

El Aula Virtual es un espacio en la red que ofrece formación electrónica a distancia y mixta (a distancia/presencial) para las actividades docentes especializadas del centro, el apoyo a cursos presenciales y la formación inicial y continua del personal del Ciemat, en cumplimiento de la normativa española(1). En este sentido, se ha desarrollado un curso básico en Protección Radiológica (PR) con objeto de cubrir la formación inicial de los trabajadores expuestos (TE) del centro, así como de aquellos trabajadores del Ciemat que requieren una formación básica en PR cuando van a desempeñar labores como trabajadores externos en otras empresas.

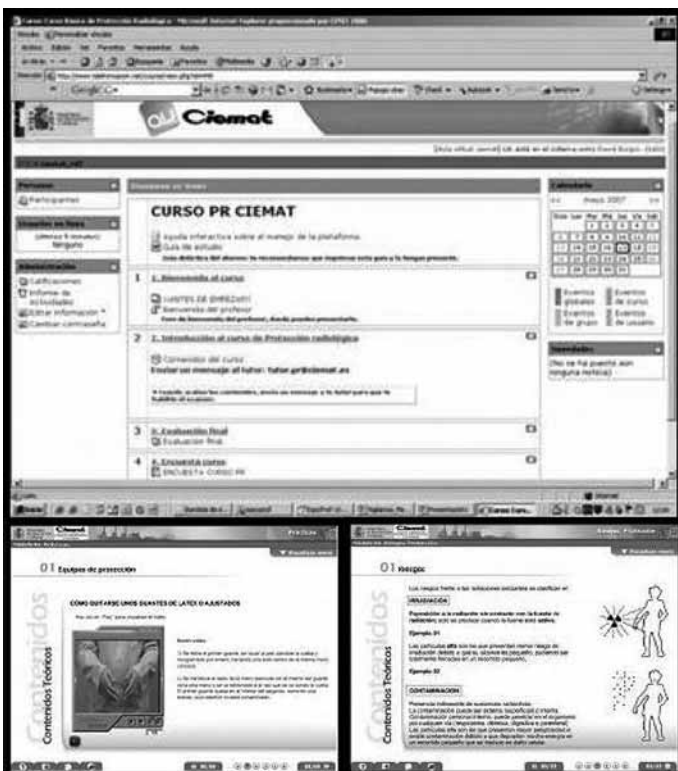


Figura 1: Plataforma de formación del Aula Virtual del Ciemat y contenidos del curso básico de PR

Este curso se ha diseñado y elaborado en colaboración con expertos en PR, pedagogos y formadores. Consta de un material docente multimedia, autoevaluaciones y un examen, así como de herramientas de comunicación para una permanente tutorización del aprendizaje.

En este trabajo presentamos el curso básico en PR online, así como los primeros resultados de su impartición.

## JUSTIFICACIÓN

Hasta este momento **la formación inicial de los TE** del Ciemat se llevaba a cabo de manera presencial. Para su realización se requería de un grupo de personas suficiente que rentabilizase las clases presenciales y la convocatoria se hacía en un lugar concreto a unas horas determinadas. Estas características ocasionaban el retraso en la clasificación como trabajadores expuestos cuando no existía un número suficiente de personal a formar. Asimismo, en ocasiones, las tareas de los trabajadores impedían asistir a todo o parte del seminario, debiendo posponer su formación.

La transposición a formación online solventa todas estas dificultades, permitiendo su adaptación en lugar,



Figura 2: Seguimiento del aprendizaje: Examen.

hora y tiempo, de manera individualizada, bajo la tutoría de un experto.

**La actualización de los TE** también se realizaba de manera presencial a través de seminarios de temáticas concretas. Este hecho ocasionaba, en ocasiones, la falta justificada de personal expuesto, así como posibles lagunas en la actualización.

Con objeto de garantizar y homogenizar la formación de los TE del Ciemat, se ha considerado necesario actualizar a todo el personal expuesto a radiaciones ionizantes a través de este curso básico en PR, permitiendo que las horas de dedicación disminuyan considerablemente en función de los conocimientos iniciales de los destinatarios.

## METODOLOGÍA Y CONTENIDO

El curso de 12 horas de duración está soportado en una plataforma de formación a distancia, moodle, y consta de las siguientes herramientas:

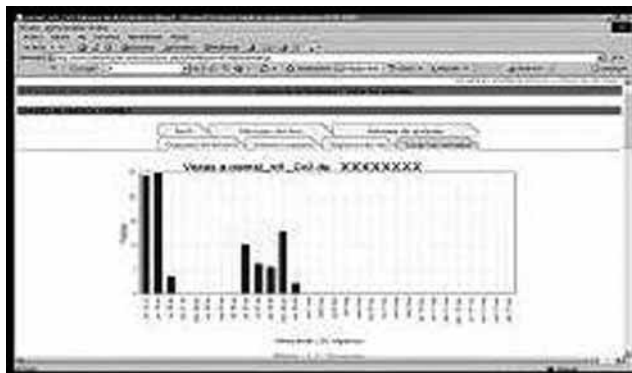


Figura 3: Seguimiento del aprendizaje: Tiempo de conexión a la plataforma de un alumno.



**1. Material de ayuda:** Ayuda multimedia de manejo de la plataforma, ayuda de acceso al contenido, foro de preguntas y respuestas más frecuentes, FAQs, Guía de estudio y bienvenida y consejos del tutor

**2. Objetivos:** El curso se ha planteado con los siguientes objetivos didácticos:

- Conocer el concepto básico de RADIATIVIDAD: su naturaleza y características esenciales, (qué es, cómo y cuándo se produce y su duración).
- Saber cuantificar este fenómeno.
- Conocer los efectos que causa en los seres vivos en función de las principales condiciones de exposición: tiempo, distancia, tipo de radiación, materiales interpuestos etc.
- Enumerar los principios básicos de la protección radiológica y las normas de actuación que afectan a todas las actividades con implicaciones radiológicas.
- Conocer los límites de dosis, la clasificación en función del riesgo radiológico de los trabajadores y las zonas de trabajo, así como su vigilancia radiológica y sanitaria.
- Saber los requisitos que debes cumplir para poder ser trabajador expuesto y tus responsabilidades, las de la empresa que te contrata y las de la instalación donde trabajas, una vez clasificado como tal.
- Definir los riesgos que tenemos frente a las radiaciones ionizantes (IRRADIACIÓN, CONTAMINACIÓN EXTERNA Y CONTAMINACIÓN INTERNA)
- Saber cómo se vigilan y cómo nos protegemos frente a ellas.
- Entender de forma práctica las medidas de prevención que se deben tomar en las distintas zonas y situaciones, así como el modo de actuación en un incidente radiológico.
- Saber qué son los equipos de protección individual (EPI), cuándo y cómo debes de utilizarlos.
- Distinguir cuáles debes utilizar en cada circunstancia.

**3. Contenido:** contenido multimedia en flash, para su visualización online, distribuido en 4 módulos:

1. CONCEPTOS FUNDAMENTALES
2. ASPECTOS LEGALES.
3. RIESGOS. PROTECCIÓN.
4. PRÁCTICAS.

El material se ha elaborado siguiendo el esquema de la formación básica en materia de PR exigida a los trabajadores externos en la **instrucción IS-06 del Consejo de Seguridad Nuclear**<sup>(2)</sup>. Este material consta de tres módulos de conceptos teóricos y un cuarto módulo de prácticas. Están organizados como tutorial multimedia, con una autoevaluación por módulo. El módulo de prácticas, ade-



Figura 4: Resultado de las encuestas de la primera edición del curso.

más, consta entre otros atractivos multimedia, de varios videos sobre la actuación para la protección personal. Todos los módulos han sido elaborados por expertos en PR del Ciemat y producidos por pedagogos y expertos en informática.

**4. Tutoría:** el curso está tutorizado por un experto en PR que realiza un seguimiento del curso, poniéndose en contacto de manera personalizada con cada alumno. La comunicación puede realizarse a través de las herramientas que ofrece la plataforma o a través del correo externo.

Los tutores han sido formados en el manejo de la plataforma y la metodología de enseñanza a distancia en modalidad e-learning.

**5. Seguimiento:** La evaluación del alumno la realiza el tutor encargado del seguimiento del aprendizaje y se basa en:

- Registro plataforma (% contenido terminado y tiempo de conexión)
- Actividades propuestas por el tutor
- Comunicación alumno-tutor
- Examen

**6. Examen:** Tras la realización del tutorial completo, se genera un examen de 20 preguntas tipo test, que puede ser realizado online en un tiempo establecido o de forma presencial.

**7. Valoración curso:** para implementar mejoras en futuras ediciones se realiza, a través de la plataforma, una encuesta anónima a todos los alumnos sobre los aspectos básicos del curso. *Figura 2* Seguimiento del aprendizaje: Tiempo de conexión a la plataforma de un alumno.



El curso básico en PR online ofrece, ante todo, un aprendizaje tutorizado que facilita la formación de manera permanente e individualizada, en cualquier lugar y a cualquier hora.

## RESULTADOS

Se han llevado a cabo tres ediciones del curso básico de PR:

- Curso Básico de PR: formación inicial TE: Inicio 18/04 de 2007; nº de alumnos: 11
- Curso Básico de PR: actualización de PR: Inicio 4/06 de 2007; nº de alumnos: 16
- Curso Básico de PR: formación inicial TE: Inicio 4/06 de 2007; nº de alumnos: 6

Los alumnos han superado con aprovechamiento el curso, obteniendo muy buenos resultados en las calificaciones, con un éxito del 100%.

Las valoraciones del curso han sido muy satisfactorias destacando la consideración de metodología muy buena para el 90% de los destinatarios de la formación inicial de TE, un contenido adecuado (90%) y una plataforma buena/muy buena.

Como comentarios resaltar la atención recibida, evitando el sentimiento de soledad.

## CONCLUSIONES

- La formación online permite la adaptación en lugar, hora y tiempo de la formación presencial, de manera individualizada, bajo la tutoría de un experto.
- Si bien, se debe realizar un esfuerzo muy grande en la elaboración del material multimedia mediante un equipo multidisciplinar (expertos en la materia, pedagogos, formadores, informáticos), así como en la adaptación tecnológica, éste es compensado por las ventajas que la formación online ofrece.

- En particular, en el campo de la formación inicial de los trabajadores expuestos en materia de PR, la formación online permite la flexibilización de dicha formación en número de destinatarios, lugar y tiempo, disminuyendo el tiempo necesario para la obtención del dosímetro.
- En la formación continuada de los trabajadores expuestos la enseñanza online garantiza y homogeniza dicha formación, adaptándola a los requisitos particulares de cada destinatario.
- Los destinatarios de la formación han acogido con gran interés y aceptación esta nueva metodología, más especialmente los receptores de la formación inicial que los trabajadores que requerían su actualización.
- El Ciemat ha hecho un gran esfuerzo en la puesta en marcha del Aula Virtual y ofrece actualmente a sus trabajadores formación online en distintas materias, entre las que destaca la formación inicial y continua de sus trabajadores expuestos. En este sentido, el Ciemat quiere impulsar y continuar las actividades formativas que faciliten y flexibilicen el acceso a la formación en las materias en las que el centro es experto.

## REFERENCIAS

1. Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el *Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes*. (BOE nº 178 de 26 de julio de 2001).
2. Instrucción IS-06, de 9 de abril de 2003, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se definen los *programas de formación en materia de protección radiológica básico y específicos* regulados en el Real Decreto 443/1997, de 21 de marzo, en el ámbito de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible (BOE, 3 de junio de 2003).
3. CESGA, "E-learning. *Reflexiones sobre las tecnologías aplicadas de e-learning*", [www.cesga.es](http://www.cesga.es), 2005.



## EL ENTORNO VIRTUAL COMO APOYO A CURSOS PRESENCIALES

S. Falcón, M. Rodríguez, C. Llorente, L. de Diego y M. Marco

Formación- CIEMAT

### INTRODUCCIÓN

Siguiendo las nuevas tendencias en formación y las ventajas que conlleva el uso de “la red” en el aprendizaje, el CIEMAT está implementado en los cursos presenciales de Protección Radiológica y Tecnología Nuclear, las nuevas tecnologías de información y comunicación (TIC’s) a través del Aula Virtual del CIEMAT. Mediante el soporte de una plataforma educativa virtual, se ofrece un espacio que respalda la formación presencial con herramientas para la comunicación y para el soporte de la documentación adicional.

Los cursos presenciales pueden ser complementados mediante herramientas que, aún estando asociadas a la formación on-line, permiten la mejora del proceso de enseñanza-aprendizaje de la formación tradicional. Este apoyo se traduce en un instrumento para la gestión de documentación, así como en un lugar de encuentro virtual entre alumnos y profesores mediante foros de discusión, chats, noticias, etc. También, ofrece un espacio para el desarrollo de ejercicios y evaluaciones.

Otra ventaja del uso del entorno virtual es el aprendizaje colaborativo, permitiendo el trabajo en grupo independientemente de la situación geográfica. Además, en el campo de la Protección radiológica y Tecnología Nuclear, este espacio virtual permite el desarrollo de prácticas y simulaciones sin la exposición a las radiaciones ionizantes, contribuyendo a la aplicación del principio ALARA.

En este trabajo se detallan las ventajas del uso de un entorno virtual como herramienta de apoyo al curso presencial **Supervisores de Instalaciones radiactivas** y los primeros resultados de su implementación.

### JUSTIFICACIÓN

Las tecnologías de la información y comunicación, en torno a la red, ponen al alcance herramientas de gestión de contenido y comunicación capaces de apoyar y mejorar la formación presencial.

Los destinatarios de la formación suelen solicitar documentación adicional, así como las presentaciones de las ponencias como complemento a la información transmitida. Esta documentación suele ser muy amplia y el gasto

de papel, sobre todo en cursos con un número elevado de alumnos, supone un esfuerzo económico, medioambiental y de recursos grande.

Además, los participantes en un curso presencial, en ocasiones, deben dedicar más horas de las específicamente de asistencia a clases, para profundizar y retener los contenidos. Es, entonces, cuando surgen muchas dudas, comentarios y un apoyo en tiempo real o no, de los profesores o de otros alumnos puede suponer una gran ventaja en el aprendizaje.

En cursos que requieren un proyecto o trabajo final o casos prácticos de alguna asignatura, suele complicarse el envío de la documentación para la realización de los mismos e igualmente la recepción de esos trabajos finales. Esta dificultad se acrecienta cuando los trabajos se realizan en grupos y el curso es atendido por participantes de distintas ciudades.

Por otra parte, cuando la formación presencial va acompañada de exámenes los alumnos demandan evaluaciones parciales para la autoevaluación del conocimiento. En cursos donde el horario está muy ajustado es difícil cubrir esta necesidad.

Una plataforma de formación online permite mejorar la formación presencial particularmente en los aspectos señalados, constituyendo:

**1. Un repositorio de documentación:** de tal manera que toda la documentación del curso, textos, material complementario, presentaciones, etc. se pone a disposición de los alumnos a través de la plataforma, facilitando su acceso y disminuyendo el gasto en papel.

**2. Un lugar de encuentro virtual entre alumnos y profesores:** todos los participantes en un curso pueden comunicarse a través de la plataforma en cualquier momento y a cualquier hora.

**3. Un centro de reunión para la elaboración de ejercicios y trabajos colectivos:** los participantes, independientemente de su situación geográfica, puede compartir un espacio en la red para el intercambio de documentación o la elaboración de trabajos en grupos.

**4. Un espacio para la elaboración de auto-evaluaciones parciales:** la plataforma permite poner a disposición de los alumnos preguntas o ejercicios, obtenidas aleatoriamente de un banco de preguntas, con el peso estadísti-

co escogido, de tal manera que los alumnos podrán realizar cuantas evaluaciones deseen diferentes. Se puede establecer un tiempo para su ejecución y que tras ella, se muestren los resultados correctos para el aprendizaje del alumno.

Por todo ello, una plataforma de formación online constituye un instrumento que complementa, optimiza y mejora la formación presencial.

## METODOLOGÍA

La plataforma de formación online que el Ciemat ha implementado a través de su Aula Virtual es la plataforma moodle que dispone de las herramientas básicas para la formación online (contenido, comunicación, seguimiento del aprendizaje, etc) y que es la que actualmente están implementando una mayoría de instituciones.

El curso seleccionado para el uso de la plataforma de formación online como complemento a la formación presencial ha sido el curso de **Supervisores de Instalaciones Radiactivas**, en las especialidades de **fuentes no encapsuladas, radiografía industrial y control de proceso y técnicas analíticas**, llevado a cabo del 11 al 29 de junio de 2007. Este curso está dirigido a trabajadores del Ciemat, por lo que tenemos asegurado su capacidad tecnológica.

Se ha abierto en la plataforma del Aula Virtual del Ciemat el curso y se ha subido tema a tema todo el material complementario. Se habilitan foros de discusión y evaluaciones de las distintas áreas del curso.

La subida de documentación, ejercicios, foros, etc. se centraliza en un coordinador online que está en permanente contacto con el profesorado. Esta opción se ha incluido debido al elevado número de profesores que intervienen en el curso y lo costoso de la formación de los formadores en el manejo de la plataforma.

Para un óptimo uso de la plataforma, se dispone de varias ayudas online, preguntas y respuestas más frecuentes, así como de los consejos del coordinador espe-



Figura 1: Entrada a la plataforma de formación online

cializado, fundamental para guiar tanto a alumnos como a profesores. En los días previos al curso se les entrega las claves de acceso a los profesores y una breve guía sobre sus funcionalidades.

El primer día del curso se les entrega las claves de acceso a la plataforma a los alumnos y se les ofrece una formación presencial en el aula de informática, de media hora, sobre las ventajas y el manejo de la plataforma de formación online.

## RESULTADOS

Los participantes al curso de supervisores son 23. Los resultados serán expuestos durante el congreso.

## CONCLUSIONES

A continuación se exponen las siguientes conclusiones:

- El uso de una herramienta de formación online como complemento de la formación presencial mejora y optimiza el proceso de aprendizaje, facilitando el acceso a la documentación y ejercicios, el encuentro virtual entre profesores y alumnos y el trabajo colaborativo.
- En cursos de larga duración, con un contenido extenso y profesorado y participantes de lugares geográficos dispares las ventajas de tal complemento se incrementa.
- En cursos con exámenes la posibilidad de ofrecer una herramienta con acceso a autoevaluaciones previas se ajusta a la demanda del alumnado.

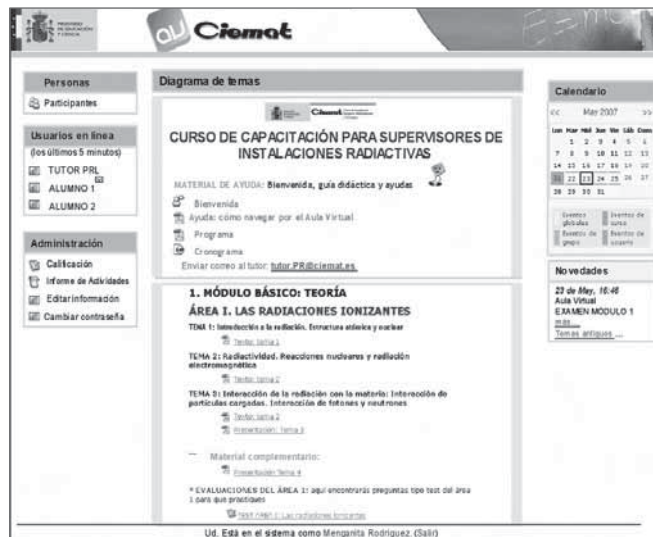
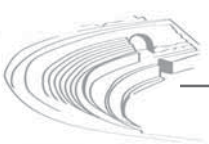


Figura 2: Plataforma: Curso Supervisores de Instalaciones Radiactiva



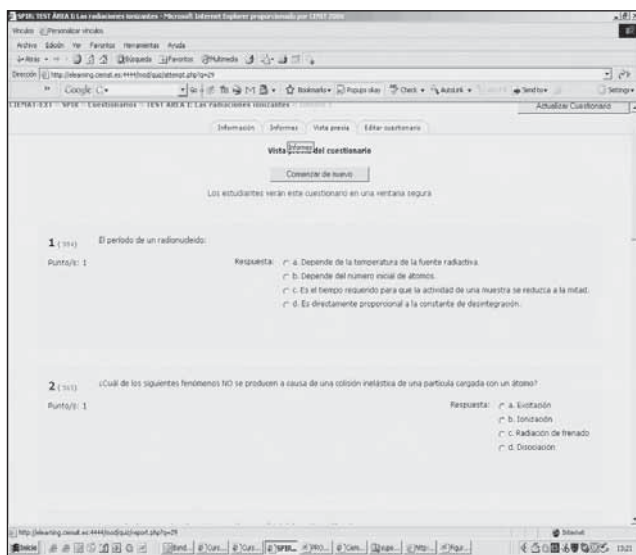


Figura 3: Evaluaciones disponibles en la plataforma de formación online

- Para una optimización del complemento que ofrece esta herramienta es necesario que los participantes, tanto alumnos como profesores, estén dotados tecnológicamente y dediquen un mínimo de tiempo al adiestramiento en el manejo de la plataforma.
- Las expectativas del profesorado y del alumnado en el caso particular del Curso de supervisores de instalaciones radiactivas es alto.

## REFERENCIAS

1. Real Decreto 1836/1999, de 31 de diciembre, por el que se aprueba el *Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas*. (BOE no 313, de 31 de diciembre).
2. GS-5.6 del CSN sobre "*Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas*".
3. Tapio Varis, "*Nuevas formas de alfabetización y nuevas competencias en el e-learning*", 2005 <http://www.elearningeuropa.info>,
4. *Textos docentes del curso Supervisores de Instalaciones Radiactivas*. CIEMAT, 2007.



**SPB AASFDPR-50**

## FORMACIÓN EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL PROYECTO CRIE DE LA CONSEJERÍA DE SANIDAD DE LA JUNTA DE EXTREMADURA

J.J. Peña, J. L. Calvo y M. A. Rossell

*Cátedra de Física Médica. Facultad de Medicina. Universidad de Extremadura.  
Hospital Universitario Infanta Cristina. Servicio Extremeño de Salud*

### INTRODUCCIÓN

La Junta de Extremadura ha puesto en marcha a partir del año 2006 el programa para el control radiológico infantil en Extremadura: Programa CRIE. El objetivo de este programa es detener el incremento de pruebas diagnósticas con radiaciones ionizantes de utilidad dudosa o nula a que son sometidos los niños en Extremadura. El programa está dirigido a niños menores de 14 años.

Este programa contempla una serie de medidas tendientes a optimizar y racionalizar la realización de estudios diagnósticos:

- Controlar el uso de radiaciones ionizantes
- Fomentar el uso adecuado de los recursos sin que ello signifique merma alguna en el diagnóstico y tratamiento asistencial

Con ello se da cumplimiento al RD 815/2001 sobre justificación del uso de las radiaciones ionizantes para la protección radiológica de las personas con ocasión de exposiciones médicas.

Una de las medidas adoptadas consiste en la implantación de la tarjeta CRIE (Figura 1), con el fin de cuantificar cronológicamente los estudios realizados al paciente. Los objetivos de esta tarjeta son





Figura 3

Se realizaron diferentes exposiciones del recipiente con agua utilizando el sistema de exposimetría automática. Se contrastó la influencia de la tensión de tubo seleccionada en DAP, observando de forma práctica la disminución en la dosis impartida al aumentar kV, por la mayor penetración de la radiación. Posteriormente, se realizaron medidas de DAP variando la filtración añadida y explicando el efecto que produce sobre el espectro de radiación y la energía media de la misma. En este punto se insiste en la filtración que provoca sobre la radiación la propia piel del paciente en haces no filtrados adecuadamente, sin repercusión en la calidad de la imagen y con el consiguiente incremento en la dosis impartida a pacientes. Por último, se evaluó la repercusión que tiene sobre la

dosis a pacientes la utilización de la rejilla antidifusora, comentando cómo en determinados casos es conveniente la obtención de imágenes utilizando una técnica en directo.

Como complemento de las prácticas realizadas, se proporcionó a los técnicos y se comentó la siguiente documentación:

- Relación de criterios de calidad de las imágenes de radiodiagnóstico en pediatría
- Instrucciones para la correcta realización de radiografías. Estudios de radiología pediátrica
- Normas de trabajo con equipos de rayos X

### CONCLUSIONES

La respuesta ha sido mayor por parte del personal técnico que por parte de los facultativos.

Es necesario realizar nuevos seminarios dirigidos a médicos prescriptores con objeto de concienciar sobre el uso racional de técnicas diagnósticas que impliquen radiaciones ionizantes.

Los talleres prácticos a TER ponen de manifiesto las mejoras que pueden introducir en la práctica diario con objeto de disminuir las dosis impartidas a pacientes.

Para conseguir los objetivos del programa se necesita la participación de todos los profesionales implicados.

### REFERENCIAS

1. EUR 16261 *Directrices europeas sobre criterios de calidad de las imágenes de radiodiagnóstico en pediatría*. (1996).
2. Committee on Environmental Health. *Risk of Ionizing Radiation Exposure to Children: A Subject Review*. *Pediatrics* 101: 717-719. (1998).
3. Committee on Environmental Health. *Radiation Disasters and Children*. *Pediatrics* 111: 1455-1466. (2003).
4. Comisión Europea. *Guía para la correcta solicitud de pruebas de diagnóstico por imagen*. *Protección Radiológica* 118. (2000).
5. Comisión Europea. *Guía sobre los niveles de referencia para diagnóstico (NRD) en las exposiciones médicas*. *Protección Radiológica* 109. (1999).



# INFORMACIÓN DIRIGIDA A LA PROTECCIÓN DE LA INFANCIA QUE, POR RAZONES MÉDICAS, REQUIEREN EXPOSICIÓN A LAS RADIACIONES IONIZANTES

F. Carrera<sup>1</sup>, M.L. España<sup>2</sup>, M. Bezares<sup>3</sup>, A. Blanes<sup>4</sup>, E. Casal<sup>5</sup>, B. Fernández<sup>6</sup>, G. Gómez<sup>7</sup>, M.D. Rueda<sup>4</sup>

<sup>1</sup> Hospital Juan Ramón Jiménez. Huelva. <sup>2</sup> Hospital U. de la Princesa. Madrid. <sup>3</sup> Ministerio de Sanidad y Consumo. Madrid. <sup>4</sup> Consejo de Seguridad Nuclear. Madrid. <sup>5</sup> Centro Nacional de Dosimetría. Valencia. <sup>6</sup> Hospital U. Central de Asturias, Oviedo. <sup>7</sup> Hospital U. Infantil Niño Jesús. Madrid

## INTRODUCCIÓN

La utilización de las radiaciones ionizantes en procedimientos diagnósticos se ha visto incrementada por la implantación de nuevas técnicas, que se han convertido en herramientas esenciales en medicina. Sin embargo, la exposición a radiaciones conlleva un riesgo asociado, por los posibles efectos biológicos que pudieran producirse, para cuya evaluación, tanto el médico prescriptor, como el médico especialista, deben disponer de información suficiente, que además deben transmitir a los padres o tutores de forma clara y sencilla.

La prescripción de procedimientos con radiaciones ionizantes requiere una justificación <sup>(1)</sup> en base al balance riesgo-beneficio obtenido por el paciente, siendo ésta especialmente crítica en el caso del paciente pediátrico dada su mayor esperanza de vida, y radiosensibilidad, que es aproximadamente un orden de magnitud mayor que en un adulto. Se estima que la exposición a la radiación en los primeros diez años de vida tiene, para ciertos efectos, un riesgo de tres a cuatro veces mayor que si se produce entre los treinta y los cuarenta años, y de cinco a siete veces mayor si se compara con exposiciones recibidas después de los cincuenta años <sup>(2)</sup>.

Todo procedimiento con radiaciones ionizantes debe estar justificado, aunque la dosis recibida por el paciente sea muy baja, como es el caso de la mayoría de los procedimientos diagnósticos. En procedimientos que impliquen dosis comparativamente mayores, tal y como ocurre en el caso de TC, particularmente en sus modalidades helicoidal y multicorte, o en procedimientos intervencionistas, esta justificación reviste especial importancia.

La ponencia de la Mesa de la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados, sobre el Informe General de actividades realizadas por el Consejo de Seguridad Nuclear <sup>(3)</sup>, instó al Ministerio de Sanidad y Consumo a que elaborara, en colaboración

con el Consejo de Seguridad Nuclear, una guía de información dirigida a la protección de la infancia que, por razones médicas, requieran exposición a las radiaciones ionizantes. A tal efecto se creó un grupo de trabajo integrado por representantes de Instituciones sanitarias y del Consejo de Seguridad Nuclear y coordinado por la Subdirección General de Sanidad Ambiental y Salud Laboral del Ministerio de Sanidad y Consumo. En el seno de dicho grupo se acordó elaborar materiales divulgativos destinados a pediatras y a padres y tutores, con el fin de contribuir al cumplimiento del principio de justificación de cada exploración individual.

El objetivo de este trabajo es presentar el material divulgativo elaborado, y los resultados de sendas encuestas, que pretenden valorar la aceptación por parte de los destinatarios, tanto pediatras como padres o tutores.

## MATERIAL Y MÉTODOS

Se diseñaron un cartel destinado a padres o tutores, y un tríptico (*Figura 1*) destinado a pediatras, con criterios de sencillez y claridad en el mensaje. El cartel presenta un texto conciso y determinante: "Confíe en su médico, él sabe las pruebas que debe prescribir a su hijo". Obviamente se pretende contribuir a evitar la presión por parte de los padres al pediatra, tanto ante la no prescripción cuando el médico no la considera justificada, como ante la prescripción, en el caso de padres preocupados en exceso sobre el riesgo de las exploraciones radiológicas para la infancia.

En el tríptico se distinguen varios mensajes fundamentales:

1. La importancia de la justificación de las exploraciones radiológicas en general.
2. La especial importancia de esta justificación en pediatría.
3. La atención que requieren específicamente las técnicas de alta dosis.



### Información para médicos prescriptores de pruebas de radiodiagnóstico y medicina nuclear en el paciente pediátrico

**Dosis efectivas características en radiodiagnóstico y medicina nuclear para un paciente adulto en la década de los años noventa**

Procedimiento	Dosis efectiva (mSv)	Exposición natural anual (mSv)	Exposición natural anual (mSv)
<b>Radiografías</b>			
Exámenes y estudios rutinarios realizados a un paciente	< 0,01	< 0,5	< 1,0 año
Tubo	0,001	1	5 años
Tubo (con protección)	0,001	1	5 años
Cabeza	0,07	0,5	10 años
Columna torácica	0,7	5	10 meses
Columna lumbar	1,9	15	6 meses
Cadera	0,2	1,5	7 meses
Pelvis	0,7	5	10 meses
Abdomen	1	5	10 meses
UVF	2,5	120	14 meses
Encefalogramas	1,5	75	10 meses
Encefalogramas (con protección)	0	150	10 meses
Tubo (abdomen)	0	150	10 meses
Enema opaco	7	350	3,2 años
TC de cabeza	2,0	110	1 año
TC de tórax	8	400	5,0 años
TC de abdomen y pelvis	10	500	4,0 años
<b>Medicina nuclear</b>			
Examen de radiación (Tc-99m)	0,5	10	7 meses
Examen de perfusión (Tc-99m)	1	50	10 meses
Tiroides (Tc-99m)	1	50	10 meses
Tiroides (Tc-99m)	1	50	10 meses
Tiroides (Tc-99m)	1	50	10 meses
Examen de radiación (Tc-99m)	1	50	10 meses
Examen de radiación (Tc-99m)	1	50	10 meses
Examen de radiación (Tc-99m)	1	50	10 meses

**¿Por qué es tan importante que el uso médico de las radiaciones ionizantes en el paciente pediátrico esté justificado?**

La prescripción de procedimientos con radiaciones ionizantes requiere una justificación basada en el estudio riesgo beneficio obtenido por el paciente, siendo ésta especialmente crítica en el caso del paciente pediátrico (aún en mayor proporción de vida y radiosensibilidad, que en el adulto), ya que se administran dosis de radiación mayor que en el adulto. La dosis que se administra a la radiación en los primeros días de vida tiene para otros efectos un mayor efecto, y de ésta a sí misma se repite a sí misma con exposición a radiación durante los siguientes años.

Toda prescripción con radiaciones ionizantes debe estar justificada, aunque la dosis recibida por el paciente sea muy baja, como es el caso de la mayoría de los exámenes de radiodiagnóstico y medicina nuclear. En la justificación deben estar involucrados tanto el médico prescriptor como el especialista en radiodiagnóstico o medicina nuclear, ya que este último es el responsable final de la justificación del procedimiento.

En la prescripción de procedimientos con radiaciones ionizantes debe estar justificada, aunque la dosis recibida por el paciente sea muy baja, como es el caso de la mayoría de los exámenes de radiodiagnóstico y medicina nuclear. En la justificación deben estar involucrados tanto el médico prescriptor como el especialista en radiodiagnóstico o medicina nuclear, ya que este último es el responsable final de la justificación del procedimiento.

**El TC es una técnica de imagen de alta calidad.** Sin embargo, como cualquier otra herramienta diagnóstica, debe ser usada de forma apropiada.

En la referencia a la medicina nuclear al paciente se le administra, por vía intravenosa o oral, una radiación ionizante, que tiene la particularidad de que una de sus formas es el yodo, que es el elemento químico que forma parte de la hormona tiroidea. Esto permite que se pueda administrar un radioisótopo que emite radiación ionizante de forma localizada, permitiendo así la obtención de imágenes de alta calidad.

**Debemos evitar estudios innecesarios**

El estudio más objetivo de proporcionar protección radiológica a los pacientes pediátricos es evitar los exámenes radiológicos innecesarios. Para conseguir este objetivo, se debe proporcionar adecuada información clínica al médico prescriptor, antes de que se realice el examen radiológico, proporcionando en aquellos casos que favorezcan a la exposición a radiación.

**Las causas principales de exámenes innecesarios con radiaciones ionizantes son:**

1. Repetir exploraciones radiológicas que ya se habían realizado por otro motivo, en otro hospital, en otro centro o en otro lugar. Hay que intentar que por cada vez se haga un estudio radiológico diferente. A ser posible, en los primeros años de vida, se debe evitar la exposición por vía externa de dosis innecesarias.
2. ¿Le ha hecho ya estas exploraciones?
  1. Pide exploraciones complementarias que se agregan sin distancia la atención al paciente (en algunos casos se agregan) que se agregan a un examen ya realizado, o que el paciente ya ha realizado en otro momento.
  2. Pide exploraciones radiológicas con dosis de radiación ionizante, o años de que la radiación haya podido realizarla, o más, o años de que la radiación pueda ser una medida de diagnóstico.
  3. Pide exploraciones radiológicas con dosis de radiación ionizante, o años de que la radiación haya podido realizarla, o más, o años de que la radiación pueda ser una medida de diagnóstico.
3. ¿Son éstas las exploraciones más adecuadas?
4. Pide exploraciones innecesarias. Las técnicas de diagnóstico por imagen se realizan con radiación ionizante. No se recomienda realizar un estudio de diagnóstico por imagen con radiación ionizante cuando se puede realizar con técnicas de diagnóstico por imagen que no utilizan radiación ionizante.
5. Pide de las exploraciones de diagnóstico por imagen que se agregan sin distancia la atención al paciente (en algunos casos se agregan) que se agregan a un examen ya realizado, o que el paciente ya ha realizado en otro momento.
6. Pide de las exploraciones de diagnóstico por imagen que se agregan sin distancia la atención al paciente (en algunos casos se agregan) que se agregan a un examen ya realizado, o que el paciente ya ha realizado en otro momento.

**¿Se están realizando demasiadas exploraciones complementarias?**

**El médico prescriptor deberá disponer de información diagnóstica relevante**

Se debe tener en cuenta la información relevante que el médico prescriptor debe tener en cuenta al momento de prescribir una exploración radiológica. Esta información debe ser relevante para el diagnóstico del paciente, y debe ser relevante para el diagnóstico del paciente, y debe ser relevante para el diagnóstico del paciente.

**El especialista en radiodiagnóstico o medicina nuclear es responsable de valorar la necesidad de la prescripción, y de la obtención del estudio radiológico, y de la obtención del estudio radiológico, y de la obtención del estudio radiológico.**

**Conclusiones**

Cada examen, al médico prescriptor antes de la hora de la prueba de diagnóstico complementario que puede ayudar a mejorar el diagnóstico o en aquellos casos que se agregan a un examen ya realizado, o que el paciente ya ha realizado en otro momento.

En la práctica, se recomienda a los médicos prescriptores que antes de solicitar una exploración radiológica, se aseguren de que la exploración es necesaria, y de que la exploración es necesaria, y de que la exploración es necesaria.

Figura 1. Imagen del Tríptico destinado a los pediatras

4. La necesidad de involucrarse y colaborar en el proceso de justificación de pediatra y especialista.
  5. La no realización de estudios innecesarios como primera y principal medida de protección.
  6. Qué preguntas y actitudes debe plantearse el pediatra antes de ejecutar la prescripción.
  7. El papel del especialista en la valoración de la indicación de la prueba.
- Se incluye también una tabla comparativa de los estudios más representativos de radiodiagnóstico y medicina nuclear, con indicación de la dosis efectiva a paciente típica, la equivalencia de esta dosis con la suministrada en una radiografía de tórax, y el periodo equivalente que proporciona la misma dosis debida a la radiación natural de fondo. Todos estos datos se han extraído de una tabla incluida en la Publicación 118<sup>(4)</sup> de la Comisión Europea, y se refieren a valores en adultos, dada la dificultad en encontrar datos similares para pacientes pediátricos.
- Se presentaron encuestas a padres y pediatras, donde se hacían afirmaciones con las que los encuestados debían manifestar su acuerdo o desacuerdo, en cinco grados diferentes: Totalmente de acuerdo (TA), De acuerdo (A), Indiferente (I), En desacuerdo (D) y Muy en desacuerdo (MD).
- Encuesta a los padres:
1. El aspecto estético del cartel es apropiado
  2. Entiendo bien lo que se quiere comunicar
  3. Me voy preocupado/a cuando mi hijo tiene dolor o tos y el pediatra no le pide una radiografía
  4. Si creo que es conveniente que a mi hijo/a le hagan una radiografía, se lo voy a decir al pediatra
  5. Yo ya sabía que las radiografías suponen un cierto riesgo para los niños, y que deben hacerse sólo cuando es estrictamente necesario
  6. Si el pediatra de mi hijo/a le pide una radiografía, y el día anterior le hicieron una, no le digo nada, pues creo que cuantas más se le hagan es mejor
  7. Si el pediatra de mi hijo/a le pide una radiografía, y el día anterior le hicieron una, le interrumpo para advertirle, con el fin de evitar la repetición
  8. Si el pediatra de mi hijo/a le pide una radiografía, le pido que me explique por qué es necesaria, dado que me preocupa que reciba radiación
  9. Creo que lo que dice el cartel es cierto, lo mejor es confiar en el criterio del médico, el sabe las pruebas que debe prescribir.
  10. Creo que el cartel es útil, y debería existir en todas las consultas de pediatría

- Encuesta a los pediatras:
1. El aspecto estético del tríptico es apropiado
  2. Considero oportuna su publicación
  3. Me parece innecesario, pues los/as pediatras en general, y yo en particular, conocemos sobradamente la información que se pretende transmitir con él
  4. Creo que el tríptico puede ayudar a reducir el número de exploraciones radiológicas innecesarias
  5. Creo que el tríptico va a cambiar la actitud ante la prescripción de pruebas radiológicas de algunos/as pediatras
  6. Los estudios de medicina nuclear implican mucha más dosis para el paciente que los de radiodiagnóstico
  7. Considero muy oportuna la tabla comparativa de dosis que se incluye



8. El enema de bario y la radiografía de tórax son dos estudios que suponen una irradiación similar del paciente
9. Debe prevalecer el criterio del radiólogo o el médico nuclear a la hora de valorar si una prueba en particular está o no justificada

Además, a los pediatras se les solicitaba cualquier comentario que quisieran hacer sobre el tríptico.

## RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Se presentaron encuestas a 22 padres y madres, en el rango de edad de 38 a 50 años, por un lado, y contestaron la encuesta 21 pediatras, por otro. Los resultados se muestran en las tablas siguientes:

Tabla 1

	TA	A	I	D	MD
1	40,9%	45,5%	9,1%	0,0%	4,5%
2	45,5%	45,5%	0,0%	4,5%	0,0%
3	31,8%	27,3%	4,5%	27,3%	9,1%
4	36,4%	36,4%	13,6%	9,1%	4,5%
5	72,7%	22,7%	0,0%	0,0%	4,5%
6	0,0%	0,0%	9,1%	36,4%	50,0%
7	50,0%	31,8%	9,1%	4,5%	4,5%
8	50,0%	36,4%	4,5%	9,1%	0,0%
9	54,5%	45,5%	0,0%	0,0%	0,0%
10	68,2%	27,3%	4,5%	0,0%	0,0%

Tabla 2

	TA	A	I	D	MD
1	38,1%	42,9%	9,5%	9,5%	0,0%
2	66,7%	23,8%	4,8%	0,0%	4,8%
3	9,5%	23,8%	9,5%	52,4%	0,0%
4	19,0%	61,9%	9,5%	4,8%	4,8%
5	0,0%	61,9%	28,6%	0,0%	9,5%
6	28,6%	33,3%	19,0%	14,3%	4,8%
7	42,9%	52,4%	0,0%	0,0%	4,8%
8	4,8%	0,0%	0,0%	42,9%	52,4%
9	9,5%	28,6%	14,3%	38,1%	9,5%

Ambos colectivos consideran mayoritariamente que el aspecto del cartel es apropiado.

En cuanto al contenido, y respecto al cartel, extraemos las siguientes conclusiones de interés a partir de las respuestas de los padres:

- Un 59,1% manifiesta que le preocupa salir de la consulta del médico sin que este haya prescrito una radiografía a su hijo, frente a un 36,4% que afirma no preocuparle.
- Un 72,8% se siente autorizado a decirle al pediatra que le gustaría que le prescribiera una radiografía a su hijo, en el caso de que este no lo haga, frente a un 13,6%.
- Un 95,4% afirma que ya sabía que las radiografías deben hacerse sólo cuando es estrictamente necesario, y que suponen un riesgo para el paciente.
- Ninguno piensa que cuantas más radiografías se le

hagan a su hijo es mejor.

- Un 81,8% afirma que advertiría al médico de la existencia de radiografías previas con el fin de evitar repeticiones. Un 9% no lo haría.
- Un 86,4% afirma que le pediría explicaciones a su pediatra sobre la conveniencia de una radiografía prescrita.
- El 100% manifiesta confiar en el criterio facultativo, y un 95,5% pondría el cartel en todas las consultas de pediatría.

Se vislumbra cierta incongruencia entre algunas parejas de respuestas, como que el 100% afirma confiar plenamente en su pediatra pero aún así a casi el 60% les preocupa la no prescripción, y un 73% se siente autorizado incluso a solicitarla. Parece evidente que los padres piensan que “si hay radiografía, mejor que si no la hay”.

En cuanto a los pediatras:

- Un 90,5% considera oportuna la publicación del tríptico.
- A pesar de lo anterior, un 33,3% esta de acuerdo en que su publicación es innecesaria, afirmando conocer ya lo que en él se dice. No obstante, un 52,4% opina lo contrario.
- Casi un 81% cree que el tríptico va a ayudar a reducir el número de exploraciones innecesarias, y el 62% piensa que va a cambiar la actitud ante la prescripción de algunos pediatras.
- Referente a la afirmación “Los estudios de medicina nuclear implican mucha más dosis al paciente que los de radiodiagnóstico”, nada menos que un 62% están de acuerdo, y entre ellos un 28,6% “totalmente de acuerdo”.
- Más de un 95% considera muy oportuna la tabla comparativa de exploraciones.
- Sólo un 4,5% cree que el enema de bario y la radiografía de tórax suponen la misma dosis a paciente.
- Un 47,6% está en desacuerdo con que prevalezca el criterio del especialista frente al del prescriptor, frente a un 38,1% que si lo está.

A pesar de lo reducido de la muestra, sobre todo en el caso de los padres, extraemos como conclusión que existe una actitud positiva ante la publicación del tríptico y la información que contiene, y valora positivamente la tabla a pesar de contener datos de la población adulta. Se transmite cierto desconocimiento sobre el riesgo que suponen los estudios de medicina nuclear, al contrario que ocurre con los de radiodiagnóstico.

Llama la atención y preocupa que un 47,6% no acepte la prevalencia del criterio del especialista, a pesar del Real Decreto de justificación<sup>1</sup>.



Podemos concluir que la edición de estos materiales ha sido oportuna y debería continuarse con su divulgación al nivel más amplio posible. Los nuevos programas para la formación de especialistas en protección radiológica<sup>(5)</sup> paliarán con seguridad las lagunas de conocimientos que pudieran existir.

Más difícil parece concienciar a los padres, lo que sugiere idear medios y mensajes más imaginativos para desterrar la idea de que una consulta médica sin radiografía no es una buena consulta.

## REFERENCIAS

1. REAL DECRETO 815/2001, de 13 de julio, sobre *justificación del uso de las radiaciones ionizantes para la protección radiológica de las personas con ocasión de exposiciones médicas*. BOE núm. 168 de 14 de julio.
2. JA Alvarez, RE Scully, TL Miller, FD Armstrong, LS Constine, DL Friedman, SE Lipshultz. *Long-term effects of treatments for childhood cancers*. Curr Opin Pediatr. 2007 Feb;19(1):23-31. Review.
3. BOCG, Congreso de los Diputados, Serie D, nº 132 de 30 de diciembre de 2004. Informe de la Ponencia sobre el Informe General de Actividades realizadas por el CSN, y Anexos Técnicos.
4. Comisión Europea, Protección Radiológica 118, *Guía de indicaciones para la correcta solicitud de pruebas de diagnóstico por imagen, Dirección General de Medio Ambiente, Seguridad Nuclear y Protección Civil (2000)*.
5. ORDEN SCO/3148/2006, de 20 de septiembre, por la que se aprueba y publica el programa formativo de la especialidad de *Pediatría y sus Áreas Específicas*. BOE nº. 246 de 14 octubre.



SPB APRPMA-21

# INFORMACIÓN PARA PERSONAS QUE AYUDEN VOLUNTARIAMENTE A PACIENTES SOMETIDOS A EXPLORACIONES DE RADIODIAGNÓSTICO

F. Carrera<sup>1</sup>, J. Sánchez<sup>1</sup>, S. Velázquez<sup>1</sup>, J. Paz<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica. <sup>2</sup> Servicio de Radiodiagnóstico. Hospital Juan Ramón Jiménez. Huelva

## INTRODUCCIÓN

El artículo 6(2) de la directiva 96/29/EURATOM<sup>(1)</sup> establece que todas las exposiciones a la radiación ionizante como resultado de una práctica deberá ser justificada y optimizada ( a un nivel que sea “tan bajo como razonablemente pueda conseguirse”). Existen tres excepciones especificadas en el artículo 6(4). La suma de todas las exposiciones a un individuo como consecuencia de prácticas están sujetas a un límite de dosis. Los grupos de personas exceptuados son:

- Pacientes bajo diagnóstico o tratamiento médicos.
- Voluntarios participantes en una investigación biomédica.
- La exposición de individuos que voluntaria y cons-

cientemente ayudan (no como parte de su actividad profesional) en el soporte y confort de pacientes en diagnóstico o tratamiento médicos.

La Directiva anterior se complementa con la de exposiciones médicas, 97/43/EURATOM<sup>(2)</sup>. Su artículo 3(2) establece que la exposición de individuos que consciente y voluntariamente ayudan a pacientes, y no como parte de su ocupación, deberá demostrar un beneficio neto suficiente. En la determinación del balance entre beneficios y el posible detrimento, el artículo requiere que se tengan en cuenta los beneficios directos para la salud del paciente y/o los beneficios para el individuo que colabora con el soporte y confort del paciente.

El artículo 4 (a y b) de esta directiva requiere que los Estados Miembros aseguren el establecimiento de restricciones de dosis para estas personas. El Artículo 4 (c) requiere que, donde sea apropiado, se disponga de instrucciones escritas para pacientes o representantes legales, con el fin de restringir, hasta donde sea razonablemente posible, la exposición de personas que pudieran llegar a estar en contacto con esos pacientes, y para dar información sobre los riesgos de las radiaciones ionizantes.

La Guía de la Comisión Europea Protección Radiológica 97<sup>(3)</sup>, "Protección Radiológica tras terapia con I-131", establece que el Artículo 4 de la Directiva de Exposiciones Médicas debe aplicarse a radiodiagnóstico, radioterapia y medicina nuclear. Las personas que "consciente y voluntariamente" ayudan al soporte y confort del paciente se identifica con aquellas que viven bajo su mismo techo, o que lo visitan en el hospital o en su domicilio.

Recordemos aquí que la restricción de dosis es un umbral superior en el proceso de optimización. No es un límite, y por tanto las circunstancias prácticas pueden derivar en que las dosis ya optimizadas superen la restricción de dosis. La restricción de dosis debe representar una práctica bien gestionada desde el punto de vista de la protección, cuando está disponible suficiente información relevante sobre la misma.

Con respecto a la selección de un valor de restricción de dosis, algunos autores <sup>(4)</sup> sugieren que esta debería basarse en medidas sobre un grupo crítico, para una fuente en particular, bien conocida. Por ejemplo, en el caso de medicina nuclear, estas medidas deberían servir para establecer qué niveles de actividad retenida por el paciente sería la que daría lugar a dosis en el grupo crítico justamente por debajo de los límites de dosis. En este caso, los valores medios o la mediana de actividad resultarían en una elevada probabilidad de que haya personas que superen el límite de dosis. Sugieren entonces el uso del percentil del 95%, como un medio de permitir la exclusión de valores extremos, dando al mismo tiempo una aceptable probabilidad de que un individuo del grupo crítico permanezca dentro de los límites de dosis.

En el caso de la legislación española, la figura de "personas que ayudan voluntaria y conscientemente al soporte y confort de pacientes sometidos a diagnóstico o tratamiento con radiaciones ionizantes" está contemplada en los artículos 8 y 9 del R.D. 815/2001 <sup>(5)</sup>. El artículo 9 se refiere concretamente a pacientes de medicina nuclear, mientras que el 8 es más general, y establece la necesidad de:

- Establecer restricciones de dosis para estas personas en el programa de garantía de calidad de la instalación,
- Guías para este tipo de exposiciones, a disposición de estas personas y de la autoridad sanitaria competente, en la que conste información básica sobre los efectos de las radiaciones ionizantes.
- Usar medios mecánicos siempre que sea posible.
- Instrucciones para evitar que estas personas minimicen su exposición a la radiación.
- Disponer de prendas de protección personal a estos efectos.

En colaboración con el Servicio de Radiodiagnóstico del Área Hospitalaria Juan Ramón Jiménez, hemos diseñado un cartel que dé cumplimiento al segundo punto del listado anterior. Este trabajo pretende presentar este cartel, y los resultados de



Servicio Andaluz de Salud  
CONSEJERÍA DE SALUD

## Si usted acude a rayos X acompañando a un niño o a una persona mayor, esta información le interesa

Es posible que el personal sanitario que va a practicar el estudio radiológico a su familiar requiera su colaboración. Esto es normal, e incluso está contemplado en la normativa.

Tal vez se le planteen algunas dudas. Este cartel pretende resolverlas

**¿Voy a exponerme a la radiación por ayudar en el estudio que se le va a practicar a mi familiar?**  
Sí, aunque en una cantidad muy pequeña

**¿Por qué me voy a exponer a la radiación?**

- La radiación principal va dirigida directamente a la zona anatómica que se quiere estudiar.
- Sin embargo, parte de esta radiación rebota y se dispersa en todas direcciones.
- Ud no va a ver ni a sentir nada, dado que la radiación es invisible



**¿Cómo debo actuar?**

1º Cuando se requiera su ayuda, deberán elegir a la persona más apropiada, si hay varios acompañantes:

- a) Deberá ser un adulto, y si son varios, el de mayor de edad.
- b) Nunca deberá ser una mujer embarazada.
- c) Intentará evitarse que sea una mujer joven, que pudiera estar embarazada, aún sin saberlo.

2º El personal le proporcionará una bata o unos guantes forrados de plomo, y le informará de cómo actuar. El plomo detiene el paso de la radiación.



**¿A qué riesgo estoy sometido/a?**

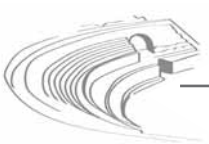
- La cantidad de radiación que va a recibir no superará la que se recibe como consecuencia de la radiación natural (solar, de interacciones en la atmósfera, etc...) en sólo 12 horas.
- Tendría que repetirse esta situación más de 100 veces en un año, para llegar a los niveles máximos recomendados.
- Esto es prácticamente imposible que le suceda a ud., aunque no al personal sanitario, que tiene que atender muchas personas cada día, y es por eso que se le pide colaboración.

**Como verá, el riesgo es prácticamente despreciable, siempre que se sigan las recomendaciones anteriores. No deje de hacerlo.**



INFORMACIÓN PARA PERSONAS QUE AYUDAN A LOS PACIENTES SOMETIDOS A UNA EXPLORACIÓN DE RADIOLOGÍA, SEGÚN EL ARTÍCULO 9 DEL R.D. 815/2001 DE 11 DE JULIO, SOBRE JUSTIFICACIÓN DEL USO DE RADIAIONES IONIZANTES PARA LA PROTECCIÓN RADIOLOGICA DE LAS PERSONAS CON OCASIÓN DE EXPOSICIONES MÈDICAS

Figura 1



una encuesta sobre el mismo realizada entre acompañantes de pacientes en nuestros servicios de radiodiagnóstico.

## MATERIAL Y MÉTODOS

Se diseñó un cartel con criterios de sencillez y cierta austeridad en el diseño. El cartel se compone de 4 partes diferenciadas. El encabezamiento, que pretende llamar la atención a los destinatarios del cartel, en el que se plantea al lector la posibilidad de que sea requerido por el personal de la instalación para colaborar en el estudio, y se le presenta la posible duda que puede surgirle "¿Va a sufrir exposición a la radiación?". Posteriormente se le plantean tres preguntas concretas, con sus respuestas: Por qué se va a exponer, cómo debe actuar, y cuál es el riesgo al que está sometido. En la *Figura 1* se presenta el cartel.

Posteriormente se colocó en las Salas de espera de los Servicios de Radiodiagnóstico del Área, y se solicitó a los acompañantes de los pacientes que leyeran el cartel y que expresaran su acuerdo o desacuerdo, en cinco grados (totalmente de acuerdo, de acuerdo, indiferente, en desacuerdo o muy en desacuerdo) sobre nueve afirmaciones en relación al contenido del cartel. También se les inquiría sobre su edad, y se consignaba su sexo.

Las nueve afirmaciones eran:

1. El aspecto estético del cartel es apropiado
2. Es de fácil lectura y entiendo bien lo que se quiere comunicar
3. Si me pidieran que sujetase a mi familiar durante las radiografías, y sin haber leído el cartel, eso seguro que me hubiera preocupado
4. Yo ya sabía que sujetar a un familiar durante una radiografía suponía un cierto riesgo, y que no debe permanecerse con él, si es posible
5. Yo ya sabía que era mejor que una chica joven no fuera la que sujetase al enfermo
6. Yo ya sabía que debía usar un delantal plomado y colocarme de una forma concreta, al sujetar a mi familiar durante una radiografía
7. La información que contiene el cartel me ha tranquilizado mucho
8. En otras ocasiones como esta, nunca he recibido explicaciones como las del cartel
9. Creo que el cartel es útil, y debería existir en todas las instalaciones de RX

## RESULTADOS Y CONCLUSIONES

En un trabajo <sup>(6)</sup> del departamento de física médica del Royal Hampshire Hospital del Reino Unido se registraron,

entre otras, dosis recibidas por personas que ayudaban a la realización de estudios radiográficos convencionales, exámenes fluoroscópicos, tomografías computarizadas (TC) y procedimientos intervencionistas. Estas dosis fueron obtenidas bien a través de dosímetros, o por estimaciones a partir de la dosis paciente.

Para radiografía convencional, las medidas con dosímetro arrojaron un promedio de 0.02 mSv, con un percentil del 95% de 0.1 mSv. Para estudios pediátricos, los valores fueron respectivamente de 0.01 y 0.02 mSv. En TC se estimaron dosis de 0.003 mSv por estudio, con un máximo de 0.01 mSv. En procedimientos intervencionistas se midieron 0.03 mSv por procedimiento, en promedio, con un máximo de 0.17 mSv.

Estamos por tanto ante dosis bastante inferiores al percentil del 95% del límite anual para miembros del público, incluso para los valores máximos.

Los autores de este trabajo concluyen que:

- La dosis que probablemente reciba una persona que colabora en la realización del estudio puede ser estimada con un grado suficiente de exactitud con los datos ya disponibles.
- El nivel de exposición, medido con dosimetría digital directa, soporta la idea de que las dosis son realmente bajas.
- Las medidas de exposición ocupacional pueden servir como indicador, al estar correlacionadas, de la dosis recibida por las personas que colaboran, pero no la dosis paciente. La implicación es que una buena práctica de protección radiológica ocupacional tiene un papel importante en conseguir una reducción de dosis cuando se presta colaboración en el estudio. Por tanto, la calidad de la información proporcionada al acompañante puede tener mayor impacto en la exposición que la reducción de dosis a paciente por sí sola.

La encuesta se pasó a 71 acompañantes, con una mediana de edad de 40 años, y un rango de 72 a 18 años, un 29% de hombres y un 71% de mujeres, y los resultados se muestran en la tabla siguiente:

Tabla I

	TA	A	I	D	MD
1	34,3%	51,4%	8,6%	1,4%	7,1%
2	35,7%	60,0%	2,9%	0,0%	7,1%
3	27,1%	55,7%	10,0%	8,6%	5,7%
4	47,1%	47,1%	7,1%	1,4%	4,3%
5	28,6%	42,9%	21,4%	7,1%	5,7%
6	41,4%	45,7%	10,0%	8,6%	1,4%
7	35,7%	57,1%	4,3%	1,4%	7,1%
8	44,3%	37,1%	7,1%	8,6%	10,0%
9	65,7%	28,6%	5,7%	0,0%	1,4%

A la pregunta de si consideraban que el cartel era adecuado desde el punto de vista estético, la gran mayoría estaba de acuerdo. En cuanto al contenido, en términos generales, también mostraban su acuerdo de manera mayoritaria. Afirmaban que les preocuparía que les solicitaran colaboración en un estudio más del 82% de los encuestados, y más del 90% conocían que existía un cierto riesgo en hacerlo.

También declaraban saber, aunque en menor medida, que era mejor que no fuera una mujer en edad de procrear, y la gran mayoría conocía que el procedimiento de protección era mediante el uso de prendas plomadas y la correcta colocación.

Están mayoritariamente de acuerdo en que el cartel les ha tranquilizado, y en más de un 80% afirman que nunca le explicaron los detalles que contiene el cartel.

Por último, la abrumadora mayoría cree que carteles como este deberían colocarse en todas las instalaciones de rayos X.

Parece entonces recomendable insistir en la información a los acompañantes de pacientes que van a sufrir estudios de radiodiagnóstico, dado que mayoritariamente declaran no conocer los riesgos que supone colaborar en los estudios. También muchos de ellos insisten en acompañar a sus familiares durante el estudio, incluso por motivos religiosos, en determinadas etnias. Creemos que sería apropiado, por parte de las Autoridades Sanitarias y Reguladoras, editar información gráfica para dar respuesta a esta demanda.

## REFERENCIAS

1. Directiva del Consejo 96/29/EURATOM de 13 de mayo de 1996, por la que se establecen las normas básicas de protección de la salud de los trabajadores y del público en general contra los daños que resultan de la exposición a la radiación ionizante. Diario Oficial de las Comunidades Europeas, 1996 39 (L159) 1-114
2. Directiva del Consejo 97/43/EURATOM de 30 de junio de 1997, sobre la protección de la salud de las personas frente a los riesgos que resultan de la radiación ionizante en relación a las exposiciones médicas. Diario Oficial de las Comunidades Europeas, 1997 40 (L180)
3. Comisión Europea, Protección Radiológica 97, Protección Radiológica después de una terapia con I-131 (exposición debida al contacto con pacientes ambulatorios o dados de alta), Dirección General de Medio Ambiente, Seguridad Nuclear y Protección Civil (1998).
4. Mountford PJ, O'Doherty MJ, 1999. *Exposure of critical groups to nuclear medicine patients*. Applied Radiation and Isotopes, 50, 89-111.
5. REAL DECRETO 815/2001, de 13 de julio, sobre justificación del uso de las radiaciones ionizantes para la protección radiológica de las personas con ocasión de exposiciones médicas. BOE núm. 168 de 14 de julio
6. M Singleton, C. Griffiths, G. Morrison, T. Soanes. *Dose constraints for comforters and carers*. Health and Safety Executive. Research Report 115. HSE books, 2003.



## LAS PARTES INTERESADAS (“STAKEHOLDERS”) EN LOS PROCEDIMIENTOS MÉDICOS CON RADIACIONES IONIZANTES

L. Arranz<sup>1</sup>, E. Antolín<sup>1</sup>, J. Ordoñez<sup>1</sup>, M.A. Ruiz<sup>1</sup>, D. Córdoba<sup>1</sup>, J. Sánchez Caro<sup>2</sup>, A. García Lorente<sup>2</sup>, E. Gallego<sup>3</sup>, N. Ferrer<sup>1</sup>, J.M. Sastre<sup>1</sup>, M. Téllez<sup>4</sup>, E. Vañó<sup>5</sup>.

<sup>1</sup> Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica. Hospital Universitario Ramón y Cajal. Madrid. <sup>2</sup> Consejería de Sanidad y Consumo. Madrid. <sup>3</sup> ETSII. Universidad Politécnica de Madrid. <sup>4</sup> Hospital Universitario La Paz. Madrid. <sup>5</sup> Departamento de Radiología. Facultad de Medicina. Universidad Complutense. Madrid.

### ANTECEDENTES

La incorporación del paciente como agente activo en la toma de decisiones de los procedimientos mé-

dicos que le conciernen requiere cambiar los modelos paternalistas que han venido funcionando desde los inicios de la medicina, e incorporar modelos de relación deliberativos en los que se intenta persua-



dir, no imponer, a partir de una información objetiva y honesta.

La incorporación de la voluntad del paciente constituye en el ámbito internacional (bioético y jurídico) un principio fundamental derivado del valor de la autonomía personal, que está recogido en diferentes textos. Entre ellos cabe destacar el Convenio del Consejo de Europa para la Protección de los Derechos Humanos y la Dignidad del ser humano con respecto a las aplicaciones de la Biología y la Medicina, suscrito en Oviedo (España) el 4 de abril de 1997. En dicho Convenio de Oviedo, en su artículo 5 dispone:

- Una intervención en el ámbito de la sanidad sólo podrá efectuarse después de que la persona afectada haya dado su consentimiento libre e informado.
- Dicha persona deberá recibir previamente una información adecuada acerca de la finalidad y la naturaleza de la intervención, así como sobre sus riesgos y consecuencias.
- En cualquier momento la persona afectada podrá retirar libremente su consentimiento.

Aparte del paciente o de sus familiares que le representan por incapacidad temporal o permanente, existen otras personas interesadas o implicadas (*stakeholders*). Desde los médicos prescriptores, responsables de las indicaciones con radiaciones ionizantes (diagnósticas o terapéuticas), hasta los técnicos operadores de las instalaciones, pasando por los especialistas médicos responsables de los procedimientos y los especialistas físicos responsables del control de calidad del equipamiento, planificación del tratamiento en radioterapia y la radioprotección. Pero también están implicados los diferentes organismos que regulan el sistema sanitario, tanto a los que velan por el paciente (Ministerio y Consejerías de Sanidad y Consumo) como por la seguridad y protección de las instalaciones y trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes (Consejo de Seguridad Nuclear).

### EL IMPORTANTE PAPEL DE LA TRANSMISIÓN DE LA INFORMACIÓN

La participación del paciente en la toma de decisiones es fundamental. Se debe tener en cuenta, por un lado, la incertidumbre que puede rodear la elección del tratamiento más adecuado y, por otro, que si lo que se busca es calidad de vida, no se puede lograr sin conocer sus preferencias. Como consecuencia, es importante informar al paciente y ayudarlo para que pueda participar en la toma de la decisión que considere más adecuada para sus expectativas.

No se trata solo de informar, sino de informar de forma adecuada y suficiente. Desde el punto de vista de quien la recibe, no de quien la emite.

En el caso de la utilización de las radiaciones ionizantes en medicina, tanto a nivel diagnóstico como terapéutico, el paciente percibe un beneficio para su salud pero también un riesgo radiológico, a veces injustificado, por una deficiente información de su entorno social o influenciado negativamente por los medios de comunicación social cuando tratan las consecuencias radiobiológicas de las actividades nucleares o radiactivas. Ello puede plantear problemas de rechazo, de temor ante la aparición de efectos secundarios (especialmente en caso de niños, de mujeres embarazadas o de pacientes con cáncer) y de desconfianza cuando no recibe una información satisfactoria. Por ello, en el tratamiento de la información, hay que considerar dos escenarios bien diferentes:

- Aplicaciones diagnósticas: Por sus dosis bajas (exploraciones simples) o menos bajas (como la TC o la PET-TC).
- Aplicaciones terapéuticas: Por sus elevadas dosis (Radioterapia o terapia metabólica) y por las consecuencias psicológicas de las propias enfermedades graves que se deben tratar (miedo al dolor y la muerte).

Y dentro de cada apartado hay que considerar, de modo diferente, las aplicaciones pediátricas y de las mujeres gestantes por su mayor radiosensibilidad y connotaciones sociales.

Los profesionales implicados deben conseguir una comunicación eficaz con el paciente, especialmente en situaciones de alta sensibilidad. Cuando estos profesionales no poseen una sólida formación pueden dar un mensaje mal elaborado, mal estructurado y, sobre todo, mal transmitido por lo que puede generar en el paciente desconfianza, confusión, miedo y, en definitiva, pérdida en la credibilidad del profesional.

### LOS PROCESOS DE COMUNICACIÓN ANTE LAS EXPECTATIVAS Y NECESIDADES DEL PACIENTE

Ofrecer información abre las puertas a la comunicación. El paciente debe incorporarse como agente activo a la toma de decisiones de los procedimientos con radiaciones ionizantes que le conciernen (y en particular de la protección radiológica), junto con el resto de partes implicadas (médicos prescriptores, médicos especialistas responsables de los procedimientos, físicos responsables de la calidad de los equipos y de la radioprotección, etc.), porque ello fomentará un grado de confianza y una cultura de compromiso entre los grupos interesados

(*stakeholders*), siempre que se realice desde un verdadero diálogo participativo.

En este diálogo clínico-asistencial, el titular de la información es el paciente, con independencia de que autorice que se traslade dicha información a otras personas salvo aquellos casos que, por su gravedad o importancia, requieran necesariamente los cuidados de los familiares o de otras personas que colaboren en su bienestar.

Los médicos y profesionales sanitarios que llevan a cabo procedimientos diagnósticos o terapéuticos invasivos (y en general todos aquellos que estén en un entorno de “malas noticias”) deben hacer los esfuerzos que sean precisos para trasladar al paciente la información adecuada de manera comprensible, por lo que deben conocer y “aprender” las técnicas de comunicación eficaz.

La comunicación tiene que producir una alianza basada en la confianza: Por un lado, el paciente realiza unas confidencias con la finalidad de obtener curación o alivio demandando respuestas a sus necesidades y expectativas centradas en la resolución de su problema de salud, y por otro, el profesional le entrega sus conocimientos técnicos dentro de una relación íntima que contiene importantes elementos éticos.

## CONCLUSIONES

Para ganar el reconocimiento y la confianza de la sociedad en la aplicación de las radiaciones ionizantes en el área médica, se deben buscar los cauces para lograr una comunicación completa y suficiente entre el paciente, y los médicos y profesionales sanitarios (médicos prescriptores, médicos responsables de los procedimientos diagnósticos o terapéuticos, físicos responsables de la radioprotección, técnicos operadores, etc.), como eje legitimador y esencial del sistema sanitario.

La incorporación del paciente como agente activo en la toma de decisiones de los procedimientos médicos que le conciernen requiere nuevos modelos de relación basados en el intercambio de una información objetiva y honesta.

La correcta comunicación con el paciente debe asegurar su confianza en el proceso diagnóstico o terapéutico con radiaciones ionizantes y su implicación en dicha estrategia debe quedar implícita en el consentimiento final del proceso.

Ante los procedimientos con radiaciones ionizantes se deben comprometer:

- Los pacientes, en la responsabilidad en el cuidado de su salud.

- Los profesionales, a abordar la información y la comunicación como un deber para el que deben estar preparados.
- Los organismos implicados, a informar a la sociedad, formar adecuadamente a los especialistas, controlar los procesos de calidad y seguridad de las instalaciones radiactivas del sistema sanitario y garantizar la calidad de los resultados alcanzados a favor del restablecimiento de la salud del paciente.

Otros grupos de interlocutores (instituciones y organismos de las Administraciones públicas, medios de comunicación social, Sociedades científicas, etc.) están implicados y llamados a un compromiso con estas iniciativas de cambio en los procesos de comunicación de las informaciones relevantes para los ciudadanos respecto del diagnóstico y tratamiento de las enfermedades.

## REFERENCIAS

1. Real Decreto 815/2001, de 13 de julio, *sobre justificación del uso de las radiaciones ionizantes para la protección radiológica de las personas con ocasión de exposiciones médicas*. BOE no 168 de 14-7-2001
2. Convenio Aarhus (*Garantía de los derechos de acceso a la información sobre el medio ambiente, la participación del público en la toma de decisiones y el acceso a la justicia en materia medioambiental*).
3. Directivas 2003/4/CE y 2003/35/CE
4. Instrumento español de Ratificación Convenio Aarhus 15/12/2004
5. Ley 27/2006, *por la que se regulan los derechos de acceso a la información, de participación pública y de acceso a la justicia en materia de medio ambiente*.
6. Convenio del Consejo de Europa *para la Protección de los Derechos Humanos y la Dignidad del ser humano con respecto a las aplicaciones de la Biología y la Medicina*, hecho en Oviedo el 4 de abril de 1997
7. Ley 41/2002, de 14 de noviembre, *Básica Reguladora de la Autonomía del Paciente y de derechos y obligaciones en materia de información y documentación clínica*
8. Arranz L.; Álvarez C.; Arranz P.; Gallego E.; García Lorente A.; Pastor V.; Sánchez Caro J.; Téllez M.; Vañó E. *“Radiation Protections of Patients. Communication processes and informed consent. Experience in Spain”*. Libro de Actas. Second International Workshop on “Processes and Tools for Stakeholders Engagement in Radiological Protection”. Montbéliard. 2006





# ANÁLISIS DEL EFECTO RADIOPROTECTOR DEL PROPÓLEOS EN CULTIVOS DE LINFOCITOS MEDIANTE TÉCNICAS CITOGENÉTICAS

A. Montoro<sup>1</sup>, J.F. Barquinero<sup>2</sup>, M. Almonacid<sup>1</sup>, LL. Barrios<sup>2</sup>, V. Sahuquillo<sup>1</sup>, J. Serrano<sup>3</sup>, M. Saiz<sup>3</sup>, G. Verdú<sup>4</sup>, J.I. Villaescusa<sup>1</sup>.

<sup>1</sup>Servicio de Protección Radiológica. Hospital la Fe. Valencia

<sup>2</sup>Servicio de Dosimetría Biológica, Departamentos de Biología Animal, Vegetal y Ecología, y Biología Celular, Fisiología e Inmunología. Universitat Autònoma de Barcelona (U.A.B). <sup>3</sup>Dietéticos Intersa. Lleida. <sup>4</sup>Departamento de Ingeniería Química y Nuclear. UPV.

## RESUMEN

Existen agentes químicos que modulan la respuesta de los tejidos frente a las radiaciones. Estos compuestos son de utilidad cuando muestran cierta selectividad, ya sea protegiendo los tejidos sanos (radioprotectores) o aumentando la sensibilidad a las radiaciones de los tejidos tumorales (radiosensibilizadores).

El propóleo es una sustancia resinosa, recolectada y transformada por las abejas de fuentes de plantas diferentes. El propóleo es un producto de extraordinario interés para la medicina e industria farmacéutica, al que se atribuyen efectos anti-inflamatorios, inmuno-estimulantes, hepato-protectores y anti-tumorales. De entre las distintas propiedades del propóleo están el ser antioxidante y secuestrador de radicales libres. El objetivo de este trabajo es la evaluación del efecto radioprotector del propóleo mediante el análisis de alteraciones cromosómicas inducidas por la radiación ionizante en linfocitos de sangre periférica.

## INTRODUCCIÓN

El propóleo es el nombre genérico de una sustancia fuertemente adhesiva y resinosa que es recolectada y transformada por las abejas. El propóleo se utiliza en la construcción, reparación y protección de la colmena<sup>1</sup>.

El propóleo es un producto de extraordinario interés para la medicina e industria farmacéutica, al que se le atribuyen efectos anti-inflamatorios, inmuno-estimulantes, hepato-protectores, antivirales, anti-fúngicos, anti-protozoarios, carcinostáticos, anti-microbianos, anestésicos y de regeneración tisular<sup>2</sup>.

El efecto radioprotector del propóleo puede explicarse gracias a diversos mecanismos como son: secuestrador de radicales libres, incremento del nivel de glutatión, respuesta infamatoria, incremento de la proliferación celular e inducción de la detención del ciclo celular.

La manera usual de extraer la fracción soluble del propóleo es con alcohol (EEP, extracto etanólico de propóleo), llamado "bálsamo de propóleo", eliminando la fracción insoluble en alcohol y la cera.

El objetivo de este estudio es evaluar el efecto radioprotector del propóleo utilizando técnicas citogenéticas.

## MATERIAL Y MÉTODOS

Para la realización del estudio, se han extraído muestras de sangre periférica de un individuo sano y sin historial de exposición a radiaciones ionizantes, ni mutágenos químicos. Las muestras se irradiaron a distintas dosis de radiación en presencia o ausencia de EEP. Para evaluar el efecto radioprotector se analizaron las alteraciones cromosómicas inducidas por las radiaciones ionizantes.

### Procedimiento de extracción del propóleo:

Se pesaron las siguientes cantidades de extracto puro de Propóleo (Dietéticos Intersa S.A, España) 10, 20, 60, 125, 250, 375, 500, 1000 mg y se mezclaron con 10 mL de (EtOH) al 95%. Estas soluciones fueron centrifugadas y conservadas a 4°C. El sobrenadante se filtró (0.22 µm) para eliminar las impurezas y la cera, 250 µL de esta solución se añadió a 12 mL de sangre periférica, para obtener concentraciones de EEP de 20, 40, 120, 250, 500, 750, 1000 y 2000 µg.mL<sup>-1</sup>.

### Condiciones de irradiación:

Para las irradiaciones se utilizó el equipo THERATRON PHOENIX, ubicado en el Servicio de Oncología Radioterápica del Hospital Universitario la Fe de Valencia. La curva de calibración para evaluar la eficacia radioprotectora del EEP se realizó con 5 dosis de radiación (0.25, 0.5, 1, 2 y 5 Gy), en ausencia y presencia (1000 µg.mL<sup>-1</sup>) de EEP. Esta curva se comparó con la curva de calibración control de nuestro Servicio. Durante las irradiaciones se siguieron las recomendaciones de la IAEA<sup>3</sup> para este tipo de estudios.



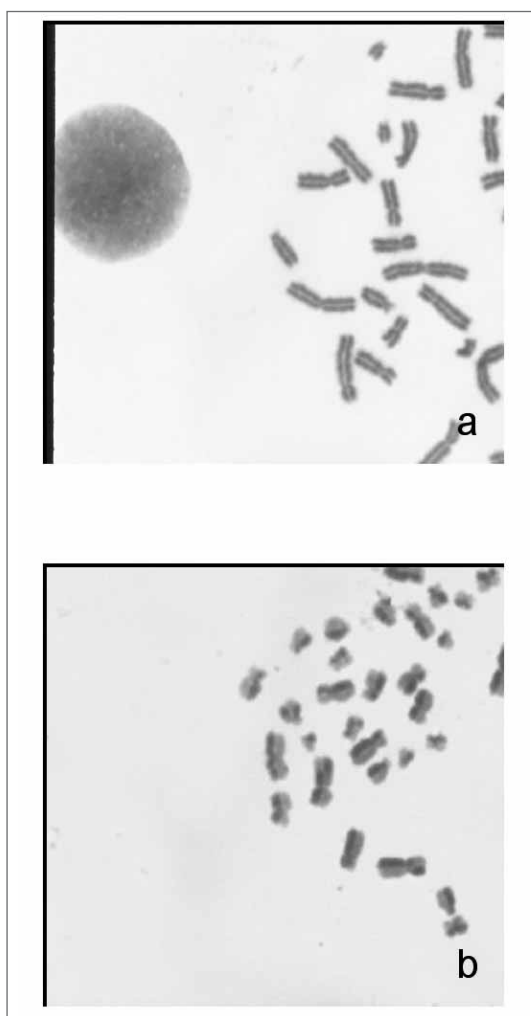


Figura 1: Metafase en primera (a) y segunda división celular (b).

### Condiciones de cultivo:

Las muestras irradiadas se cultivaron durante 48 horas. Para analizar metafases en primera división celular (Figura 1<sup>(a)</sup>) desde el inicio del cultivo se añadió 12  $\mu\text{g}.\text{ml}^{-1}$  de bromodeoxiuridina. El antimitótico Colcemid se añadió 2 horas antes de detener el cultivo. Las células se fijaron con Carnoy.

### Análisis citogenético

Las anomalías cromosómicas fueron: cromosomas dicéntricos y cromosomas en anillo, que sólo se consideraron cuando estaba presente un mínimo de un fragmento acéntrico y 46 centrómeros. Los fragmentos acéntricos, no asociados a cromosomas dicéntricos o anillos y ro-

turas cromosómicas, se contabilizaron conjuntamente como fragmentos acéntricos extra. Otros tipos de anomalías tipo cromosoma como inversiones y translocaciones sólo se contabilizaron cuando la morfología del cromosoma derivado era claramente indicativa de este tipo de reordenamiento. Las anomalías como roturas de cromátidas y “gaps” de cromosomas y cromátidas se contabilizaron por separado.

## RESULTADOS

Los resultados correspondientes a la comparación de las curvas de calibración en ausencia y presencia de EEP se muestran en la Figura 2. Una vez realizado el conteo y clasificadas las alteraciones cromosómicas, se comprobó que la distribución de dicéntricos por célula, a las distintas dosis de radiación y una concentración de EEP de 1000  $\mu\text{g}.\text{ml}^{-1}$ , seguía una distribución de *Poisson*. Cuando comparamos los coeficientes lineal y cuadrático de la curva para dicéntricos obtenida en el presente estudio ( $Y = 0.11 \pm 0.10 \times 10^{-2} + (1.85 \pm 0.71 \times 10^{-2})D + (3.16 \pm 0.39 \times 10^{-2})D^2$ ) con los de la curva control ( $Y = 0.07 \pm 0.06 \times 10^{-2} + (4.13 \pm 0.58 \times 10^{-2})D + (4.44 \pm 0.33 \times 10^{-2})D^2$ ) se observa una reducción del orden de un 50% del coeficiente lineal y del orden de un 30% del cuadrático.

Para estudiar el efecto de la concentración, se irradiaron muestras de sangre periférica a la dosis de 2 Gy, en presencia de EEP a distintas concentraciones, de 0

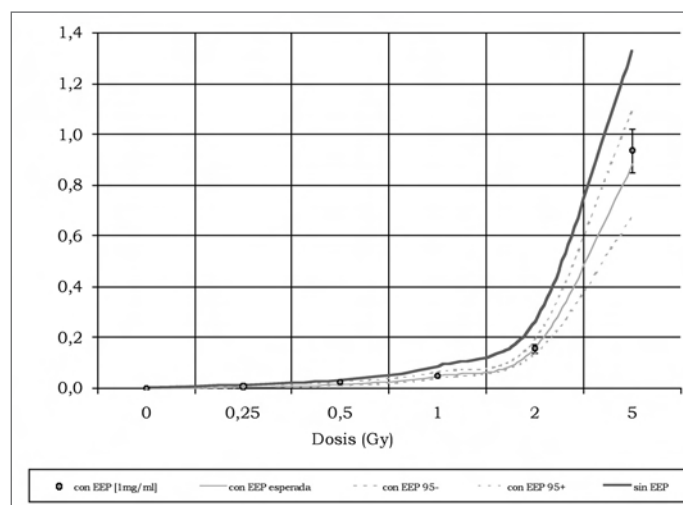


Figura 2: Curvas dosis-efecto para rayos gamma con EEP (1000  $\mu\text{g}.\text{ml}^{-1}$ ) y sin EEP de las frecuencias observadas y esperadas de dicéntricos, su correspondiente error y los límites de confianza.



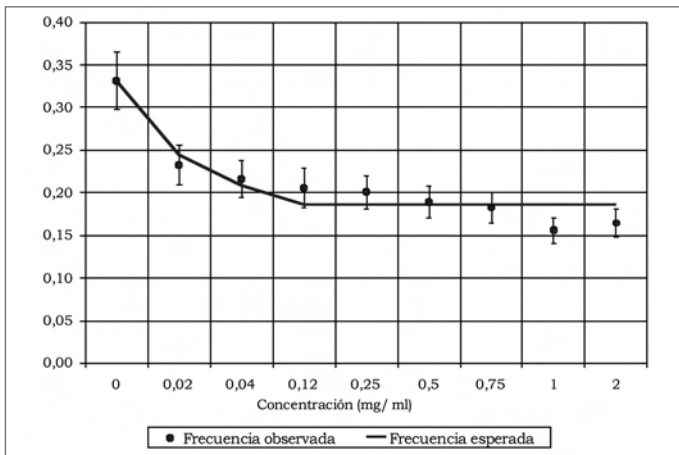


Figura 3: Gráfica que representa la frecuencia de dicéntricos por célula a la dosis de 2 Gy y distintas concentraciones de EEP.

a  $2000 \mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$ . En este estudio también la distribución de dicéntricos por célula seguía una distribución de *Poisson*. Utilizando el método de máxima probabilidad, observamos en la *Figura 3*, que la protección máxima obtenida es aproximadamente de un 44%. El máximo parece llegar a la concentración de  $120 \mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$ .

## DISCUSIÓN

El efecto radioprotector de varios extractos de plantas ha sido publicado por varios autores <sup>4,5</sup>. En relación al propóleo en la bibliografía encontramos el trabajo de El-Ghazaly y col.<sup>6</sup> que mostraron que un extracto acuoso de propóleo podría ser terapéutico en la protección frente a la respuesta inflamatoria inducida por la radiación gamma. Gu y col.<sup>7</sup> mostraron protección frente a la radiación ionizante en fetos de ratón tratados con propóleo. Las propiedades inmunológicas fueron demostradas por Scheller y col.<sup>8</sup> en animales de laboratorio y pacientes.

En los extractos de propóleo cuya composición es variable dependiendo de la procedencia de las plantas, los componentes que más contribuyen a sus propiedades biológicas son los flavonoides.

La radiación ionizante induce lesiones en el ADN, directa e indirectamente, el efecto indirecto implica la radiólisis del agua y la formación de radicales libres. Las sustancias capaces de secuestrar estos radicales libres

actúan como radioprotectores y reducen las lesiones en el ADN.

El propóleo por tanto, actuaría modulando la respuesta biológica frente a las radiaciones ionizantes protegiendo los tejidos.

## CONCLUSIONES

Las hipótesis propuestas del efecto radioprotector observado en el presente estudio, cuando se cultivan e irradian linfocitos de sangre periférica a distintas dosis de radiación y distintas concentraciones del extracto, son:

1. El EEP puede proteger directamente contra el daño cromosómico, mediante el secuestro de radicales libre generados por la radiación ionizante.
2. El EEP puede activar enzimas implicados en la reparación del daño producido por el estrés oxidativo

## REFERENCIAS

1. Ghisalberti, E.L. Propolis: a review. *Bee world* 1979; 60: 59-84.
2. Farré, R., et al. *El propolis y la salud*. Ars. Pharmaceutica 2004; 45: 1, 21-43.
3. Beninson, D., et al. Biological Dosimetry: Chromosomal aberration analysis for dose assessment, IAEA Technical Reports Series, N°. 260, Viena. 1986.
4. Devi, P.U., et al. *Radioprotective effect of leaf extract of Indian medicinal plant Ocimum sanctum*. Indian Journal of Experimental Biology 1995; 33 (3): 205-8.
5. Ben-Hur et al. *Effect of Panax Ginseng saponins and Eleutherococcus senticosus on survival of cultured mammalian cells after ionizing radiation* Am J Chin Med 1981; 9 (1): 48-56.
6. El-Ghazaly, M.A., et al. *The use of aqueous propolis extract against radiation induced damage*. Drugs. Exp. Clin. Res. 1995; 21 (6): 229-36.
7. Gu, Y.H., et al. *The study of the radiation protection of propolis to the radiation effects in mice*. In: Proceeding of the 10th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA-10) Hiroshima, Japan, 14-19 May. 2000.
8. Scheller, S., et al. *The ability of ethanolic extract of propolis (EEP) to protect mice against gamma irradiation*. Z. Naturforsch. 1989; 44c: 1049-1052.



# EVALUACIÓN CITOGENÉTICA DE LA EFICACIA BIOLÓGICA RELATIVA DE RAYOS X DE BAJA ENERGÍA

M. Mestres<sup>1\*</sup>, L. Benkhaled<sup>1</sup>, M.R. Caballín<sup>1</sup>, L. Barrios<sup>2</sup>, M. Ribas<sup>3</sup>, J.F. Barquinero<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Universitat Autònoma de Barcelona. Unitat d'Antropologia Biològica. <sup>2</sup> Universitat Autònoma de Barcelona. Unitat de Biologia Cel·lular.

<sup>3</sup> Hospital de la Santa Creu i Sant Pau. Servei de Radiofísica i Radioprotecció

## INTRODUCCIÓN

La Comisión Internacional para la protección radiológica asignó un factor de ponderación de radiación ( $w_R$ ) y un factor de calidad (Q) de 1 para los fotones de todas las energías (incluyendo los rayos X utilizados en mamografías, 26-30 kV)<sup>1</sup>. Sin embargo, está generalmente aceptado que podrían existir diferencias en la eficacia biológica relativa (RBE) de los fotones de diferentes energías, aumentando el efecto biológico a medida que decrece la energía del fotón. El mayor efecto biológico se atribuye a las diferencias en el patrón de deposición de energía, mientras los fotones de elevada energía interactúan principalmente mediante el efecto Compton, los de menor energía lo harían principalmente mediante el efecto fotoeléctrico<sup>2</sup>.

Para estimar la RBE mediante el análisis de los efectos biológicos producidos se define la  $RBE_M$ , la RBE máxima a bajas dosis, que se calcula dividiendo los coeficientes de las curvas dosis-efecto de la radiación de interés y de la radiación de referencia. La RBE de fotones de baja energía se ha estimado utilizando distintos parámetros: cromosomas dicéntricos, micronúcleos, transformación neoplásica y roturas en el DNA. La  $RBE_M$  descrita oscila entre valores de 1 y 8. Por esta razón es de interés público y científico evaluar la  $RBE_M$  de los rayos X utilizados en mamografías.

La técnica de hibridación in situ fluorescente (FISH), utilizando sondas para cromosomas enteros conjuntamente con sonda pancentromérica, permite detectar dicéntricos y translocaciones. Existen estudios dispares sobre la inducción de dicéntricos y translocaciones por las RI, mientras que unos autores describen una inducción similar<sup>3,4</sup> otros autores han observado una mayor inducción de translocaciones que de dicéntricos<sup>5,6</sup>.

El objetivo del presente estudio es, utilizando técnicas de FISH, evaluar la RBEM a partir de los coeficientes de las curvas de calibración dosis-efecto para dicéntricos y translocaciones, de rayos X de 120, 80 y 30 kV.

## MATERIAL Y MÉTODOS

Se han extraído muestras de sangre periférica de un

donante sano de 40 años de edad sin historial de exposición a radiaciones ionizantes.

Las muestras se irradiaron en una fuente de rayos X (Therapax SXT modelo 150, Pantak, USA) localizada en el "Hospital de la Santa Creu i Sant Pau" de Barcelona. Las irradiaciones fueron a las dosis de 0.05, 0.1, 0.2, 0.4, 0.6, 0.7, 0.8, 1, 2 y 3 Gy para las tres energías estudiadas. La tasa de dosis fue 1.15, 0.95 y 0.25 Gy·min<sup>-1</sup> para 120, 80 y 30 kV respectivamente. La medida de dosis así como la calibración y el control periódico del equipo de rayos X se realizó por el servicio de Radiofísica y Radioprotección del "Hospital de la Santa Creu i Sant Pau" de Barcelona. Durante las irradiaciones se siguieron las recomendaciones de la IAEA<sup>7</sup>.

La hibridación se ha realizado en preparaciones cromosómicas obtenidas tras 48 h de cultivo de los linfocitos de la sangre irradiada. Antes de la hibridación, a las preparaciones se les realizó un tratamiento con pepsina<sup>8</sup>. La hibridación con sondas para los cromosomas 1, 4 y 11 (Cy3) y sonda pancentromérica (FITC) (Cambio, UK) se ha llevado a cargo tal como se descrito previamente<sup>3</sup>. La contratinción se ha hecho con 4'-6-diamidino-2-phenylindole (DAPI) a una concentración de 1 µg/mL con solución antifade (Cambio, UK).

Las metafases se han examinado con un microscopio con filtros para Cy3, FITC y DAPI. Para describir las alteraciones que afectan cromosomas pintados se ha seguido la nomenclatura PAINT<sup>9</sup>. Las anomalías se clasificaron en simples (aquellas en las que son necesarias dos roturas en uno o dos cromosomas) y complejas (aquellas que implican más de dos roturas en dos o más cromosomas). Las alteraciones que afectaban a la parte contratada (dicéntricos, anillos o fragmentos acéntricos) también se han contabilizado.

## RESULTADOS

Para determinar los coeficientes alfa y beta de las curvas dosis-efecto, se han analizado un total de 31854 células para las dosis entre 0.05 y 3 Gy de las tres energías



de rayos X (30, 80, y 120 kV). Los resultados citogenéticos obtenidos se muestran en la *tabla 1*. Para translocaciones la dosis de 0 Gy corresponde a los datos de 4 individuos estudiados previamente con edades comprendidas entre 36 y 42 años<sup>10</sup>. Para dicéntricos la dosis de 0 Gy corresponde a valores control previamente analizados<sup>11</sup>.

Las alteraciones consideradas para elaborar las curvas dosis–efecto fueron: total de translocaciones aparentemente simples (AST); y dicéntricos totales (dic), incluyendo aquellos observados en los cromosomas contrateñidos. Para ambas alteraciones la distribución por célula siguió una distribución de Poisson que se comprobó mediante la unidad normalizada u del índice de dispersión (var/media). Las frecuencias observadas de AST y dicéntricos se ajustaron a un modelo lineal-cuadrático:  $y=C+\alpha D+\beta D^2$ , donde Y es la frecuencia esperada de alteraciones después de una exposición a una dosis D, y C,  $\alpha$  y  $\beta$  son los coeficientes control, lineal y cuadrático. Estos parámetros se obtienen mediante el método de la ponderación iterativa de mínimos cuadrados, utilizando el inverso de la varianza como ponderación. El ajuste de las curvas se evaluó mediante la  $\chi^2$  de Pearson y para evaluar la significación de los coeficientes de las curvas se aplicó el test t de Student. En la *tabla 2* se muestran los coeficientes obtenidos para cada energía. Para todas las curvas hubo un buen ajuste al modelo lineal-cuadrático, y todos los coeficientes  $\alpha$  y  $\beta$  fueron significativos. Utilizando como referencia las curvas de 120 kV, para dicéntricos los valores de RBE<sub>M</sub> han sido 1.08±0.43 y 1.73±0.59 para rayos X de 80 y 30 kV respectivamente y para AST las RBEM han sido de 1.26±0.40 y 1.51±0.47.

**DISCUSIÓN**

El factor de ponderación de radiación ( $w_R$ ) que se atribuye a los rayos  $\gamma$  y X de todas las energías se ha deter-

*Tabla 1. Resultados citogenéticos obtenidos para los rayos X de distintas energías. CA, células analizadas; AST, total de translocaciones aparentemente simples; dic, dicéntricos totales*

Dosis (Gy)	0	0,05	0,1	0,2	0,4	0,6	0,7	0,8	1	2	3
<b>120 kV</b>											
CA	6385	2003	2135	1938	1021	1000	812	600	400	313	225
AST	11	8	9	10	12	20	19	14	10	34	36
dic	8/8811	3	9	12	19	43	29	48	43	101	141
<b>80 kV</b>											
CA	6385	1950	1809	2005	1000	1000	912	568	524	321	278
AST	11	8	10	17	16	28	25	10	15	36	65
dic	8/8811	5	9	19	21	38	61	48	65	119	250
<b>30kV</b>											
CA	6385	2225	2136	2024	963	1025	1002	615	413	411	226
AST	11	9	10	22	17	26	30	25	22	45	73
dic	8/8811	7	11	31	28	49	65	57	63	185	212

*Tabla 2. Coeficientes de las curvas de calibración para dicéntricos y translocaciones o para rayos X de 120, 80 y 30 kV. AST, total de translocaciones simples; dic, dicéntricos; entre paréntesis valores de significación obtenidos con 8 grados de libertad.*

	C ± SE(x10 <sup>-3</sup> )	$\alpha$ ± SE (x10 <sup>-2</sup> ·Gy <sup>-1</sup> )	$\beta$ ± SE(x10 <sup>-2</sup> ·Gy <sup>-2</sup> )	$\chi^2$
<b>120 kV</b>				
AST	0.19 ± 0.05 ( <i>&lt; 0.01</i> )	1.97 ± 0.48 ( <i>&lt; 0.01</i> )	1.25 ± 0.35 ( <i>&lt; 0.01</i> )	3,39 ( <i>&gt; 0.9</i> )
dic	0.08 ± 0.03 ( <i>&lt; 0.03</i> )	2.17 ± 0.61 ( <i>&lt; 0.01</i> )	6.74 ± 0.59 ( <i>&lt; 0.01</i> )	10,52 ( <i>&gt; 0.2</i> )
<b>80 kV</b>				
AST	0.20 ± 0.05 ( <i>&lt; 0.01</i> )	2.48 ± 0.52 ( <i>&lt; 0.01</i> )	1.54 ± 0.37 ( <i>&lt; 0.01</i> )	9,63 ( <i>&gt; 0.3</i> )
dic	0.10 ± 0.03 ( <i>&lt; 0.02</i> )	2.35 ± 0.66 ( <i>&lt; 0.01</i> )	8.92 ± 0.63 ( <i>&lt; 0.01</i> )	5,19 ( <i>&gt; 0.7</i> )
<b>30 kV</b>				
AST	0.19 ± 0.05 ( <i>&lt; 0.01</i> )	2.98 ± 0.56 ( <i>&lt; 0.01</i> )	2.01 ± 0.42 ( <i>&lt; 0.01</i> )	7,16 ( <i>&gt; 0.5</i> )
dic	0.01 ± 0.03 ( <i>&lt; 0.02</i> )	3.75 ± 0.72 ( <i>&lt; 0.01</i> )	9.21 ± 0.68 ( <i>&lt; 0.01</i> )	5,66 ( <i>&gt; 0.7</i> )

minado a partir de los estudios realizados en poblaciones expuestas a fotones de elevada energía (supervivientes de las bombas atómicas de Hiroshima y Nagasaki y mujeres a las que se les realizó múltiples fluoroscopias)<sup>12,13</sup>. Durante las últimas tres décadas se han realizado varios estudios para determinar la RBE de los rayos X de baja energía. Las estimaciones de la RBE para los rayos X de 30 kV oscilan entre 1 y 8. Por tanto, atribuir el mismo  $w_R$  a todas las RI de baja LET debe ponerse en duda.

En nuestro estudio utilizando como radiación de referencia los rayos X de 120 kV el valor de la RBE<sub>M</sub> para rayos X de 30 kV ha sido de 1.73 ± 0.59 para dicéntricos y de 1.51 ± 0.47 para translocaciones. Mediante modelos físicos se predice una RBE de 1.32 para rayos X de 29 kV respecto los de 200 kV<sup>2</sup> y mediante el análisis de distintos parámetros biológicos las estimaciones de la RBE<sub>M</sub> muestran una gran variabilidad: para el daño del DNA analizado con Comet Assay es 1<sup>14</sup>, para transformación neoplásica entre 2 y 8<sup>15,16,17,18</sup>, para inducción de micronúcleos 1.4 y 1.6<sup>19,20</sup>, para la inducción de dicéntricos entre 1.5 y 3<sup>21,22</sup>. Los resultados del presente estudio indicando una RBE<sub>M</sub> para rayos X de 30 kV de aproximadamente 1.5, están de acuerdo con la mayoría de estudios realizados con micronúcleos y dicéntricos, y con estimaciones mediante modelos teóricos que muestran RBE<sub>M</sub> entre 1 y 2. En los estudios de transformación neoplásica la RBE<sub>M</sub> oscila entre valores de 2 y 8. Esta diferencia puede ser debida al parámetro estudiado, mientras que en los estudios de dicéntricos y micronúcleos se evalúa el daño directo sobre el DNA y/o la reparación errónea de estos, en los estudios de transformación neoplásica se analiza la capacidad de las células irradiadas de expresar un antígeno concreto debido a la pérdida de material genético. Otro factor importante a

tener en cuenta al comparar los distintos estudios es que las radiaciones de referencia difieren.

## CONCLUSIÓN

En el presente estudio se ha observado una  $RBE_M$  similar para dicéntricos y translocaciones, ambas de acuerdo con las descritas en la literatura.

## REFERENCIAS

1. ICRP. The 1990 *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. Publication 60. Annals of the ICRP; 21, 1–3. Pergamon Press. Oxford. 1991.
2. Kellerer, A. M. Electron spectra and the RBE of X rays. *Radiat. Res.* 2002; 158: 13–22.
3. Barquinero, J.F., Cigarrán S., Caballín M.R., Braselmann H., Ribas M., Egozcue J., Barrios L. *Comparison of X-ray dose-response curves obtained by chromosome painting using conventional and PAINT nomenclatures*. *Int J Radiat Biol.* 1999 ; 75(12):1557-66.
4. Finnon P., Moquet J.E., Edwards A.A., Lloyd D.C. *The 60Co gamma ray dose-response for chromosomal aberrations in human lymphocytes analysed by FISH; applicability to biological dosimetry*. *Int J Radiat Biol.* 1999; 75(10):1215-22.
5. Bauchinger M., Schmid E., Zitzelsberger H., Braselmann H., Nahrstedt U. Radiation-induced chromosome aberrations analysed by two-colour fluorescence in situ hybridization with composite whole chromosome-specific DNA probes and a pancentromeric DNA probe. *Int J Radiat Biol.* 1993; 64(2):179-84.
6. Rao B.S., Natarajan A.T. *Retrospective biological dosimetry of absorbed radiation*. 2001; 95(1):17-23.
7. IAEA, Cytogenetic analysis for radiation dose assessment, a manual. *Technical reports series n. 405. International Atomic Energy Agency*. Vienna. 2001.
8. Rodríguez P., Montoro A., Barquinero J.F., Caballón M. R., Villaescusa I., Barrios L. *Analysis of Translocations in Stable Cells and their Implications in Retrospective Biological*. *Radiation Research* 2004; 162: 31-38.
9. Tucker, J. D, Morgan, W. F., Awa, A. A., Bauchinger, M., Blakey, D., Cornforth, M. N., Littlefield, L. G., Natarajan, A. T., Shasserre, C. *A proposed system for scoring structural aberrations detected by chromosome painting*. *Cytogenet. Cell Genet.* 1995; 68: 211–22.
10. Cigarrán S., Barquinero J.F., Barrios L., Ribas M., Egozcue J., Caballín M.R. *Cytogenetic analyses by fluorescence in situ hybridization (FISH) in hospital workers occupationally exposed to low levels of ionizing radiation*. *Radiat Res.* 2001; 155(3):417-23.
11. Barquinero J.F., Barrios L., Caballín M.R., Miró R., Ribas M., Egozcue J. *Biological dosimetry in simulated in vitro partial irradiations*. *Int J Radiat Biol.* 1997; 71(4):435-40.
12. NCRP, Mammography-A user's guide. *National Council on Radiation Protection and Measurements, report 85, 1986*.
13. Law, J. *Risk and benefit associated with radiation dose in breast screening programmes – an update*. *British Journal of Radiology* 1995; 68: 870-876.
14. Gomolka, M., Rossler, U., Hornhardt, S., Walsh, L., Panzer, W., Schmid, E. *Measurement of the initial levels of DNA damage in human lymphocytes induced by 29 kV X rays (mammography X rays) relative to 220 kV X rays and gamma rays*. *Radiat Res.* 2005; 163(5): 510-519.
15. Frankenberg, D., Kelnhofer, K., Bär K., Frankenberg-Schwager, M. *Enhanced neoplastic transformation by mammography X rays relative to 200 kVp X rays. Indication for a strong dependence on photon energy of the RBEM for various end points*. *Radiat. Res.* 2002; 157: 99–105.
16. Göggelmann, W., Jacobsen, C., Panzer, W., Walsh, L., Roos, H., Schmid, E. *Re-evaluation of the RBE of 29 kV x-rays (mammography x-rays) relative to 220 kV x-rays using neoplastic transformation of human CGL1-hybrid cells*. *Radiat. Environ. Biophys.* 2003; 42: 175–182.
17. Heyes, G.H., Mill, A.J. *The neoplastic transformation potential of mammography X-rays and atomic bomb spectrum radiation*. *Radiat Res* 2004; 162: 120–127.
18. Brenner, D. J., Sawant, S. G., Hande, M. P., Miller, R. C., Elliston, C. D., Fu, Z., Randers-Pehrson, G., Marino, S. A.. *Routine screening mammography: How important is the radiation-risk side of the benefit-risk equation?* *Int. J. Radiat. Biol.* 2002; 78: 1065–1067.
19. Lehnert, A., Lessmann, E., Pawelke, J., Dörr, W. *RBE of 25 kV X-rays for the survival and induction of micronuclei in the human mammary epithelial cell line MCF-12A*. *Radiat Environ Biophys* 2006; 45: 253–260.
20. Verhaegen, F., Vral, A. *Sensitivity of micronucleus induction in human lymphocytes to low-LET radiation qualities: RBE and correlation of RBE and LET*, *Radiat.Res.* 1994; 139 (2): 208-213.
21. Virsik R.P., Harder D., Hansmann I. *The RBE of 30 kV X-rays for the induction of dicentric chromosomes in human lymphocytes*. *Radiat Environ Biophys* 1977; 14:109–121.
22. Schmid, E., Regulla, D., Kramer, H. M., Harder D. *The effect of 29 kV X rays on the dose response of chromosome aberrations in human lymphocytes*. *Radiat. Res.* 2002; 158, 771–777.





# INFLUENCIA DE LA CONCENTRACIÓN DE AMIFOSTINA SOBRE LA FRECUENCIA DE ALTERACIONES CROMOSÓMICAS RADIOINDUCIDAS

M. Xunclà<sup>1</sup>, J.F. Barquinero<sup>1</sup>, M.R. Caballín<sup>1</sup>, J. Craven-Bartle<sup>2</sup>, M. Ribas<sup>3</sup>,  
J.M. de Vega<sup>2</sup>, L. Barrios<sup>4</sup>,\*

<sup>1</sup> Unitat d'Antropologia, Dpt Biologia Animal, Biologia Vegetal i Ecologia. Facultat de Biociències, Universitat Autònoma de Barcelona. <sup>2</sup>Servicio de Oncología Radioterápica, Hospital Sant Pau de Barcelona. <sup>3</sup>Servicio de Radiofísica y Radioprotección, Hospital Sant Pau de Barcelona. <sup>4</sup>Unitat de Biologia Cel·lular, Fac. Biociències, Universitat Autònoma de Barcelona. \*Autor de contacto: lleonard.barrios@uab.cat.

## INTRODUCCIÓN

La amifostina es un tiorol que se utiliza durante el tratamiento de determinados tipos de cáncer para reducir algunos de los efectos secundarios de la radio y/o quimioterapia. Por ejemplo, en cánceres de cabeza y cuello la amifostina reduce la mucositis, la disfagia y la xerostomía<sup>(1, 2, 3)</sup>, lo que conlleva una mejora notable en la nutrición, la dieta y el sueño<sup>(4)</sup>. Por otro lado, las radiaciones ionizantes inducen daños en el DNA directa e indirectamente vía radicales libres. Los daños radioinducidos del DNA pueden convertirse en aberraciones cromosómicas. Algunas de estas, como los cromosomas dicéntricos y las translocaciones, muestran una clara relación con la dosis y por ello se usan en estudios de dosimetría biológica para determinar la dosis de una exposición<sup>(5)</sup>. Dado que una de las propiedades de la amifostina es la capacidad de secuestrar los radicales libres y por tanto evitar que interactúen con el DNA dañándolo, el ánimo del presente estudio fue determinar el efecto radioprotector de diferentes concentraciones de amifostina en linfocitos expuestos a diferentes dosis de rayos- $\gamma$ .

## MATERIAL Y MÉTODOS

Muestras de sangre periférica de dos donantes sanos, sin historial de exposición a agentes mutágenos, se han irradiado con rayos- $\gamma$  a las dosis de 0, 1, 2, 4, 6 y 8 Gy en presencia de amifostina a las concentraciones de 0, 47, 235, 470 y 4700  $\mu$ M. Tras la irradiación se cultivó la sangre estimulando con fitohemaglutinina la proliferación de los linfocitos durante 48 horas. El medio utilizado fue RPMI 1640 suplementado con suero bovino fetal, L-glutamina, antibióticos y Bromodeoxiuridina. Dos horas antes de la extracción del cultivo se añadió el antimetabólico Colcemid®. La extracción del cultivo para el análisis cromosómico se realizó mediante un protocolo

clásico con tratamiento hipotónico y fijación en Carnoy. Las preparaciones obtenidas se tiñeron uniformemente mediante la técnica FPG para analizar la frecuencia de los cromosomas dicéntricos y anillos.

## RESULTADOS

En la *tabla 1* se pueden observar las frecuencias de dicéntricos más anillos inducidos por las diferentes dosis de rayos- $\gamma$  en ausencia o presencia de diferentes concentraciones de amifostina. Dado que entre los dos donantes no hubo ninguna diferencia significativa, las frecuencias mostradas corresponden a los resultados conjuntos de las dos muestras. En total, se han analizado un total de 28.060 metafases (*figura 1*). En el análisis de cada una de ellas se han contabilizado los centrómeros y solo se han admitido aquellas que tenían 46 centrómeros. De esta forma se eliminan células que puedan haber perdido cromosomas por deficiencias en la técnica.

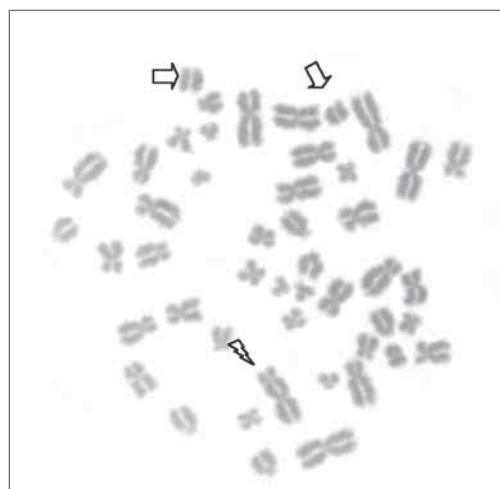


Figura 1. Metafase con un cromosoma dicéntrico y dos acéntricos.

Tabla 1. Frecuencias ( $\pm$ SE) de cromosomas dicéntricos más cromosomas en anillo observados para cada dosis de irradiación y tratamiento de Amifostina.

Dosis (Gy)	0 microM	47 microM	235 microM	470 microM	4700 microM
0	0.00 $\pm$ 0.00	0.00 $\pm$ 0.00	0.00 $\pm$ 0.00	0.00 $\pm$ 0.00	0.00 $\pm$ 0.00
1	0.06 $\pm$ 0.01	0.06 $\pm$ 0.01	0.06 $\pm$ 0.01	0.06 $\pm$ 0.01	0.06 $\pm$ 0.01
2	0.29 $\pm$ 0.02	0.24 $\pm$ 0.02	0.25 $\pm$ 0.02	0.20 $\pm$ 0.01	0.18 $\pm$ 0.01
4	0.87 $\pm$ 0.06	0.89 $\pm$ 0.06	0.77 $\pm$ 0.05	0.74 $\pm$ 0.05	0.69 $\pm$ 0.05
6	2.40 $\pm$ 0.11	1.98 $\pm$ 0.10	2.04 $\pm$ 0.09	1.78 $\pm$ 0.09	1.64 $\pm$ 0.08
8	3.99 $\pm$ 0.14	3.79 $\pm$ 0.14	3.60 $\pm$ 0.13	3.24 $\pm$ 0.12	2.86 $\pm$ 0.12

Tras la irradiación a 1 Gy no se observaron diferencias en la frecuencia de dicéntricos más anillos entre las diferentes concentraciones de amifostina. A partir de la dosis de 2 Gy, la frecuencia de alteraciones cromosómicas radioinducidas disminuyó a medida que aumentaba la concentración de amifostina. Por ejemplo, a la concentración de 4700  $\mu$ M en todas las dosis la frecuencia de dicéntricos más anillos fue significativamente inferior a la observada al irradiar sin amifostina ( $p < 0.05$  en todas las dosis). En la *figura 2* se puede ver una representación gráfica de las frecuencias de dicéntricos más anillos en función de la dosis de irradiación y de la concentración de amifostina presente durante la misma.

La reducción de la frecuencia de alteraciones cromosómicas fue de un 20% aproximadamente para la concentración de amifostina de 470  $\mu$ M, y de un 30% aproximadamente para la concentración de 4700  $\mu$ M.

## DISCUSIÓN

El único estudio sistemático sobre el efecto radioprotector de la amifostina en relación al daño genético, mostró que tras una irradiación con 3.1 Gy de rayos-X en presencia de concentraciones de amifostina de 1 a 12 mM, la frecuencia de cromosomas dicéntricos disminuía a medida que aumentaba la concentración de amifostina <sup>(6)</sup>. En este estudio la fracción protegible máxima fue del 85%, alcanzada con concentraciones de 8 mM y superiores. Esto significa que el efecto radioprotector a concentraciones elevadas es muy potente, pero estas concentraciones distan mucho de la detectada en plasma (47  $\mu$ M) tras un tratamiento con 200 mg. mL<sup>-1</sup>. De los resultados del presente estudio se debe destacar que tanto la concentración de amifostina como la dosis de irradiación influyen en la detección del efecto radioprotector. A dosis de 1 Gy a ninguna concentración de amifostina se observa una disminución significativa de la frecuencia de

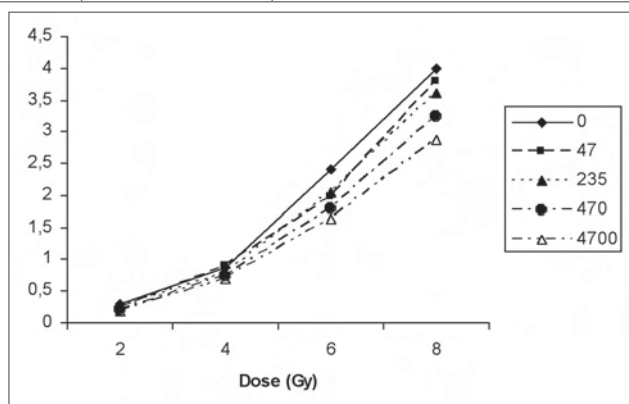


Figura 2. Frecuencias de dicéntricos más anillos tras la irradiación *in vitro* a las dosis de 2, 4, 6 y 8 Gy de rayos- $\gamma$ , en presencia de cinco concentraciones diferentes de amifostina (de 0 a 4700 $\mu$ M).

dicéntricos más anillos. En cambio a la dosis de 8 Gy a todas las concentraciones de amifostina se observa que la frecuencia de dicéntricos más anillos disminuye significativamente. Además, a esta dosis el efecto radioprotector fue más evidente a medida que la concentración de amifostina aumentaba.

## CONCLUSIONES

Los resultados de este estudio permiten concluir que: 1) la amifostina no aumenta la frecuencia basal de alteraciones cromosómicas; 2) el efecto radioprotector de la amifostina desde el punto de vista citogenético se observa a partir de dosis de radiación altas (a partir de 2 Gy); y 3) la frecuencia de alteraciones cromosómicas radioinducidas disminuye a medida que aumenta la concentración de amifostina.

## AGRADECIMIENTOS

Ministerio de Sanidad y Consumo (PI030480). Los investigadores forman parte de una red de la Generalitat de Catalunya (2005, SGR 00164).



## REFERENCIAS

1. Antonadou D, Pepelassi M, Synodinou M, Puglisi M, Throuvalas N. Prophylactic use of amifostine to prevent radiochemotherapy-induced mucositis and xerostomia in head-and-neck cancer. *International Journal of Radiation Oncology Biology Physics* 2002; 52: 739-747.
2. Wasserman TH, Brizel DM, Henke M, Monnier A, Eschwege F, Sauer R, Strnad V. Influence of intravenous amifostine on xerostomia, tumor control, and survival after radiotherapy for head-and-neck cancer: 2-year follow-up of a prospective, randomized, phase III trial. *International Journal of Radiation Oncology Biology Physics* 2005; 63: 985-990.
3. Anne PR, Machtay M, Rosenthal DI, Brizel DM, Morrison WH, Irwin DH, Chougule PB, Estopinal NC, Berson A, Curran WJ Jr. A Phase II trial of subcutaneous amifostine and radiation therapy in patients with head-and-neck cancer. *International Journal of Radiation Oncology Biology Physics* 2007; 67: 445-452.
4. Wasserman T, Mackowiak JI, Brizel DM, Oster W, Zhang J, Peeples PJ, Sauer R. Effect of amifostine on patient assessed clinical benefit in irradiated head and neck cancer. *International Journal of Radiation Oncology Biology Physics* 2000; 48: 1035-1039.
5. Bauchinger M, Blakely WF, Darroudi F, Edwards A, Fenech M, Hayata I, Köteles GJ, Lindholm C, Lloyd DC et al. 2001. *Cytogenetic analysis for radiation dose assessment. A manual*. IAEA Technical Reports Series n° 405, Vienna.
6. Littlefield LG, Joiner EE, Colyer SP, Sallam F, Frome EL. Concentration-dependent protection against X-ray induced chromosome aberrations in human lymphocytes by the aminothiols WR-1065. *Radiation Research* 1993; 133: 88-93.



SPB APRNI-11

## INHIBICIÓN DE LA COMUNICACIÓN INTERCELULAR POR CAMPOS MAGNÉTICOS DE 50 HZ

M.A. Cid, M.L. Hernández-Bule, M.A. Martínez, A. Úbeda, J. Leal y M.A. Trillo

Dep. Investigación-BEM, Hospital Ramón y Cajal, Madrid.

## RESUMEN

Evidencias epidemiológicas y experimentales sugieren que la exposición a campos magnéticos (CM) de frecuencia industrial (FI) pueden, en determinadas condiciones, facilitar la promoción tumoral. Una de las hipótesis, formuladas para explicar este fenómeno postula que los CM-FI podrían antagonizar los potenciales efectos oncostáticos de la neurohormona melatonina (MEL), secretada por la glándula pineal. La naturaleza de este antagonismo, permanece aún sin determinar. Estudios previos realizados por nuestro grupo han mostrado que la MEL reduce de manera significativa la proliferación celular y estimula la citodiferenciación en la línea de hepatocarcinoma humano HepG2, y que estos efectos son

antagonizados por la exposición a un CM de 50 Hz y 10  $\mu$ T. Por su parte, el CM incrementa la proliferación en ausencia, pero no en presencia de MEL. Entre los mecanismos propuestos para explicar la potencial capacidad oncosupresora de la MEL, se encuentra la modulación de la Comunicación Intercelular vía Gap-Junctions (CI-GJ). En el presente estudio se investigó la posible implicación de la CI-GJ en las respuestas celulares a MEL y CM en HepG2 descritas más arriba. Para ello se analizó la funcionalidad de la CI-GJ, y la expresión de la conexina 32 (Cx32), integrante de las GJ, en cultivos tratados con MEL (10 nM), CM (50 Hz, 10  $\mu$ T) y MEL + CM. Los resultados mostraron que la MEL inducía la CI-GJ, y estimulaba la expresión de la Cx32. Estas respuestas eran inhibidas por la exposición simultánea a CM. Por tanto, los resultados sugieren que los efectos antagónicos de



MEL y CM previamente descritos, sobre la proliferación y diferenciación en HepG2, podrían estar mediados, al menos en parte, por la modulación de la funcionalidad de la CI-GJ y la expresión de Cx32.

## INTRODUCCIÓN

Existe amplia evidencia que indica que la hormona MEL puede intervenir en el control de procesos neoplásicos<sup>1,2</sup>. Estudios *in vivo* han mostrado que la MEL puede reducir la incidencia y el crecimiento de tumores mamarios inducidos por carcinógenos<sup>3,4</sup>. *In vitro*, se ha descrito que la MEL inhibe la proliferación en diferentes tipos celulares, incluyendo células de hepatoma y de cáncer de mama<sup>5,6</sup>, además de reducir la capacidad metastásica de las células, en este último caso. Aunque el mecanismo responsable de la capacidad oncostática de la hormona MEL aun no ha sido descrito, han sido identificadas varias vías posibles de actuación. La MEL puede promover la diferenciación celular y la CI-GJ<sup>7,8</sup>. En este sentido, trabajos anteriores de nuestro grupo, han mostrado que la MEL estimula la CI-GJ en fibroblastos normales de ratón y en cultivos primarios de hepatocitos de la misma especie<sup>9,10</sup>. Estos resultados sugieren que la acción antitumoral de la MEL podría estar en parte mediada por la modulación de la CI-GJ. Por otra parte, diversos estudios *in vivo* han mostrado que los CM-FI pueden alterar el desarrollo de procesos tumorales<sup>11</sup>. Entre las posibles causas que explicarían este fenómeno, se sabe que, además de afectar a la secreción de la MEL por la pineal<sup>12</sup>, la exposición a CM-FI puede bloquear la inhibición de la proliferación inducida por MEL.<sup>13,14</sup>

La línea celular HepG2 ha sido utilizada en diversos estudios para probar la acción de potenciales agentes nocivos, incluyendo los CM-FI, que como se ha visto en trabajos anteriores, pueden promover la proliferación en estas células<sup>15</sup>. En presencia de MEL, esta respuesta proliferativa es abolida<sup>16,17</sup>. La MEL por su parte, reduce la proliferación y estimula la diferenciación en HepG2; efectos que son antagonizados por la exposición a CM de 50 Hz y 10  $\mu$ T. El presente estudio pretende investigar si la CI-GJ está implicada en las respuestas celulares descritas en HepG2.

## MATERIALES Y MÉTODOS

Los cultivos de HepG2 se mantuvieron en medio modificado de Dulbecco's-Eagle, en el interior de una incubadora, bajo condiciones de atmósfera controlada. Dos sistemas de exposición a campo magnético idénticos (descritos previamente<sup>18</sup>) fueron utilizados alternativa-

mente para las muestras expuestas y para sus controles (sham). Cada sistema estaba compuesto por un par de bobinas de Helmholtz, orientadas para producir un campo magnético vertical polarizado uniforme en el espacio interior. Cada set de bobinas estaba colocado en el interior de una cámara de apantallamiento (co-netic metal) y dispuesto en el interior de una incubadora de CO<sub>2</sub>. Mediante un estimulador conectado a las bobinas se generó un CM de 50 Hz y 10  $\mu$ T, aplicado en ciclos de 3h On/3h Off, durante un periodo de 42 h, a partir del tercer día post-siembra. Los parámetros de exposición se eligieron sobre la base de estudios preliminares<sup>15,19,20</sup>. La temperatura en el interior de las bobinas se monitorizó durante el experimento.

### Determinación de la funcionalidad de la CI-GJ

La funcionalidad de la comunicación intercelular fue valorada mediante un método basado en el *Parachute assay*<sup>21</sup>; mediante la determinación por citometría de flujo (FACS) de la tasa de transferencia de un colorante pre-cargado. Las células receptoras se marcaron con Dil, un colorante lipofílico, no transferible. Las células donadoras se marcaron con Cal-AM, un colorante permeable, que tras ser hidrolizado por esterasas intracelulares, se transforma en un compuesto que emite fluorescencia verde y que sólo puede pasar a otra célula a través de uniones tipo *gap*. Se sembraron dos series de placas, una para células donadoras y otra para receptoras, con dos-tres placas por condición experimental (Control, MEL, MF, y MEL/MF), a una densidad de 10 x 10<sup>4</sup> células / ml. Dos placas adicionales se utilizaron para establecer los parámetros basales para cada marcador y experimento. La proporción de eventos Cal<sup>+</sup>- Dil<sup>+</sup> frente a Cal<sup>+</sup> total fue valorada mediante citometría de flujo (FACS Calibur, Becton & Dickinson; DB FACSflow). Un total de 20,000 eventos por muestra fueron capturados y analizados mediante el software CellQuest 3.2.1.

### Análisis de la expresión de Cx32

La expresión de Cx32 fue estimada (1) como el porcentaje de células Cx32 positivas (Cx32+) usando inmunocitoquímica y análisis de imagen y (2) mediante Western blot. El protocolo de aplicación de los tratamientos ha sido descrito previamente<sup>16</sup>. Entre 12 - 20 placas fueron sembradas a 9.5 x 10<sup>4</sup> células/ml sobre cubreobjetos de vidrio de 12 mm  $\varnothing$ , en el interior de placas de Petri, y sobre placas adicionales sin cubres, para ser sometidas a los siguientes tratamientos: Control, MEL, CM y MEL+CM. Los grupos de CM y de MEL+CM fueron expuestos a un campo magnético de 50 Hz y 10  $\mu$ T de forma intermitente (3h ON/ 3h OFF) durante 42



h. Al finalizar el experimento, se valoró la viabilidad y la proliferación en los cuatro grupos. La expresión de Cx32 fue revelada con un anticuerpo primario monoclonal anti-Cx32 mediante inmuno-peroxidasa indirecta, e intensificación con avidina-biotina (ABC; Vector). La tasa Cx32+ respecto al total de células en cada campo fue determinada mediante análisis de imagen. Para el ensayo de Western blot las proteínas fueron extraídas en tampón de lisis hipotónico. Un total de 50 µg de extracto de proteína por muestra fueron separados mediante electroforesis desnaturalizante en un gel discontinuo de SDS-poliacrilamida. La electroforesis y la transferencia a membrana de nitrocelulosa se realizaron con equipos y procedimientos de BIORAD. Las membranas se inmunomarcaron con el anticuerpo anti-Cx32, y un secundario conjugado a peroxidasa. El marcaje se reveló mediante ECL-quimioluminiscencia, y las bandas obtenidas se valoraron mediante densitometría.

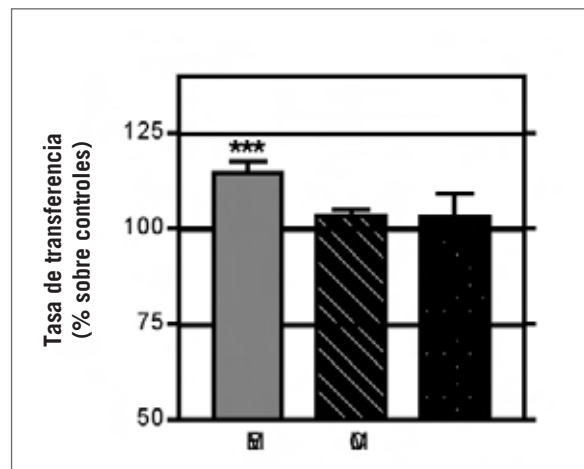
## RESULTADOS

### Funcionalidad de la CI-GJ en muestras expuestas a CM en presencia o ausencia de MEL

Los resultados del ensayo *Parachute* revelaron que las células HepG2 presentaban un nivel basal de CI-GJ de baja funcionalidad. La presencia de MEL en el medio incrementó significativamente la actividad de la CI en estas células ( $14.5 \pm 0.3$  % sobre controles,  $p < 0.001$ ; *Figura 1*). Por el contrario, no se observó ninguna diferencia significativa respecto al control en la CI de las células expuestas al CM, ni en ausencia ni en presencia de MEL. Por tanto, aunque la exposición al CM (50 Hz, 10 µT), *per se*, no modificó la funcionalidad de la CI-GJ en HepG2, en el tratamiento conjunto de MEL + CM, la exposición ejerció un bloqueo sobre la estimulación de la funcionalidad promovida por MEL

### Expresión de Cx32 en muestras expuestas a CM en presencia o ausencia de MEL

El efecto de los tratamientos con MEL y CM o su combinación sobre la expresión de Cx32 se determinó primero mediante inmunocitoquímica y análisis de imagen. Las modificaciones de la distribución y la expresión de esta conexina parecen estar muy implicadas en la carcinogenesis hepática <sup>22</sup>. Por ende, se ha descrito que incrementos en la expresión de Cx32 inducen la normalización del fenotipo hepático en HepG2 <sup>23</sup>, mientras que descensos en la citada conexina parecen estar implicados en la proliferación y en la progresión de hepatocarcinomas en roedor <sup>24</sup>. En las células tratadas con MEL, se observó un incremento significativo ( $32.9 \pm 0.9$  % sobre



*Fig.1- Funcionalidad de la CI-GJ Tasa de células doblemente marcadas (eventos Cal+ / Dil+) sobre el total de eventos Cal+. Datos normalizados respecto al control; Media  $\pm$  SEM de 6 experimentos; \*\*\*,  $p < 0.001$  (ANOVA seguido de T de Student)*

controles,  $p < 0.05$ , *Figura 2A*) en el porcentaje de células Cx32+ a 5 días de tratamiento. La expresión de Cx32 en las muestras expuestas a CM, administrado sólo o en combinación con MEL, no difería de la observada en controles. Estos datos sobre la expresión de Cx32 obtenidos en el análisis inmunocitoquímico fueron confirmados mediante Western blot (*Figura 2B*)

## DISCUSIÓN

El propósito de este estudio era investigar si la CI-GJ podría verse afectada por MEL y/o el CM, y estar implicada en las respuestas antagónicas que ambos agentes ejercen sobre la proliferación y diferenciación celular en HepG2, previamente descritas. En primer lugar, los resultados del presente estudio revelan que la CI-GJ en las células HepG2 presenta un nivel de funcionalidad bajo. El tratamiento con MEL incrementó tanto la funcionalidad de la CI-GJ, como la expresión de Cx32. Por otra parte, la exposición a CM en ausencia de MEL no ejercía ninguna influencia ni sobre la CI-GJ ni sobre la expresión de Cx32. Mientras que, la exposición al CM en presencia de MEL anuló la estimulación ejercida por la hormona sobre ambos parámetros de CI-GJ en HepG2.

El efecto estimulador sobre la CI-GJ de dosis fisiológicas o suprafisiológicas de MEL ha sido ampliamente descrito <sup>9, 10, 8</sup>. Por otra parte, es un hecho comprobado experimentalmente que la normalización de la expresión de conexinas en células cancerosas produce, a menudo, la reversión del fenotipo tumoral y mejora el control de la

proliferación<sup>25</sup>, incluso de manera independiente de la funcionalidad de la CI<sup>26,27</sup>. Aunque el mecanismo subyacente a estas acciones no ha sido aún determinado, se ha sugerido que podría estar implicada la regulación de la expresión de proteínas constituyentes de la maquinaria del control del ciclo celular, como p27<sup>kip1</sup><sup>27</sup>. En consecuencia, los efectos que la MEL ejerce sobre la CI-GJ en HepG2 podrían ser parcialmente responsables de las acciones antiproliferativas y citodiferenciadoras ejercidas por la hormona en estas células<sup>16,17</sup>. En segundo lugar, los resultados mostraron que aunque la exposición a un CM de 50 Hz, 10  $\mu$ T intermitente no influye, *per se*, ni en la funcionalidad de la CI-GJ ni en la expresión de la Cx32, si bloquea el efecto estimulador que la neurohormona ejerce sobre los citados parámetros de CI-GJ. Estos resultados son consistentes con los descritos previamente por nuestro grupo<sup>28</sup>, en los que se mostró que una exposición de 30 minutos a un CM (50 Hz, y 1.6 mT) bloqueaba el incremento en la CI-GJ inducido por MEL en fibroblastos C3H/10T1/2. Los autores propusieron que el CM podría alterar la permeabilidad de los canales de GJ o su reciclaje. Esta hipótesis podría explicar de manera satisfactoria una respuesta rápida, en un plazo tan corto como 30 min. De manera compatible con otros efectos, hay autores que han sugerido que el CM podría modificar las vías de transducción de señales que regulan el ciclo celular, alterando la funcionalidad de receptores de membrana, entre los que podrían incluirse los de MEL<sup>14</sup>. Los datos aportados por el presente estudio apoyan la hipótesis de que los efectos antagónicos ejercidos por el CM sobre las respuestas, de proliferación y diferenciación, inducidas por la MEL en HepG2 podrían ser consecuencia de acciones de blo-

queo a diferentes niveles, incluyendo la regulación de la CI-GJ, y por ende, el control del ciclo celular, actuando sobre proteínas reguladoras o modulando determinadas vías de transducción de señales intracelulares.

## CONCLUSIONES

Trabajos previos de nuestro grupo han mostrado que la línea de hepatocarcinoma humano HepG2 es sensible a la acción de un CM, que actúa promoviendo la proliferación en estas células. Dicha acción era bloqueada cuando las células eran co-tratadas con MEL. El tratamiento con MEL, por su parte, reducía la tasa de proliferación en HepG2, y dicha respuesta era antagonizada por la exposición simultánea a CM. Los datos aquí presentados muestran que la MEL, a la dosis de 10 nM, estimula la CI-GJ y la expresión de Cx32 en HepG2, una línea celular que presenta un nivel bajo de funcionalidad de dicha CI. Por otra parte, aunque la exposición al CM de 50 Hz y 10  $\mu$ T no ejerce, *per se*, ninguna influencia sobre la CI y la expresión de Cx32, si bloqueó las respuestas inducidas por la MEL sobre dichos parámetros. En su conjunto, los resultados sugieren que la acción estimuladora de MEL sobre CI-GJ y la expresión de Cx32 puede ser responsable, en parte, de las respuestas anti-proliferativas y citodiferenciadoras previamente observadas que la neurohormona promueve en HepG2<sup>16,17</sup>.

## REFERENCIAS

1. Blask, D.E. 1993. *Melatonin in oncology*. In Yu, H.-S. and Reiter, R.J. (eds.) *Melatonin, Biosynthesis, Physiological Effects and Clinical Applications*. CRC Press, Boca Raton.
2. Stevens R.G. *Circadian disruption and breast cancer: from melatonin to clock genes*. *Epidemiology*. 2005. 16(2): 254-8
3. Melancon K., Cheng Q., Kiefer T.L., Dai J., Lai L., Dong C., Yuan L., Collins A., Thiyagarajah A., Long S., and Hill S.M. *Regression of NMU-induced mammary tumors with the combination of melatonin and 9-cis-retinoic acid*. *Cancer Lett.* 2005. 227(1): 39-48.
4. Cos S., González A., Guezmes A., Mediavilla M.D., Martínez-Campa C., Alonso-González C. and Sánchez-Barceló E.J. *Melatonin inhibits the growth of DMBA-induced mammary tumors by decreasing the local biosynthesis of estrogens through the modulation of aromatase activity*. *Int J Cancer*. 2006a.118(2): 274-8.
5. She M.H., Chen B.B., Wang X.M. and He S.S.. *p53-dependent antiproliferation and apoptosis of H22 cell induced by melatonin*. *Ai Zheng.M*. 2004. 23(7): 803-7.
6. Cos S., González A., Martínez-Campa C., Mediavilla M.D., Alonso-González C. and Sánchez-Barceló E.J.. *Estrogen-sig-*

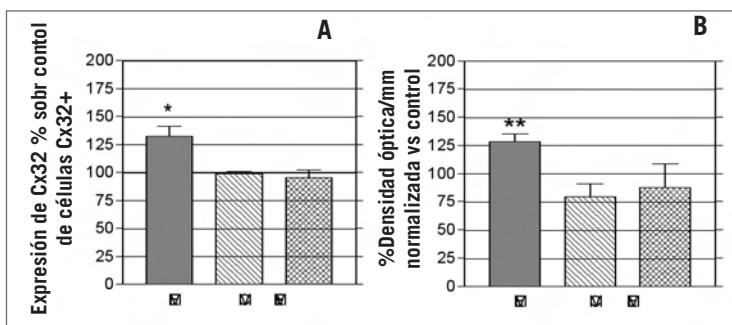


Fig.-2 Expresión Cx32 a día 5: Inmunocitoquímica-Análisis de Imagen (A) y Western-blot (B). Los histogramas representan la media  $\pm$  SEM normalizada sobre los controles. 5 replicados para inmunocitoquímica (dos cubres por condición; 20 campos/cubre) y 6 replicados para western-blot. ANOVA seguido de T de Student; \*,  $p < 0.05$ ; \*\*,  $p < 0.01$



- naling pathway: *A link between breast cancer and melatonin oncostatic actions*. *Cancer Detect Prev*. 2006b. 30(2): 118-28.
7. Radio N.M., Doctor J.S. and Witt-Enderby P.A. *Melatonin enhances alkaline phosphatase activity in differentiating human adult mesenchymal stem cells grown in osteogenic medium via MT2 melatonin receptors and the MEK/ERK (1/2) signaling cascade*. *J Pineal Res*. 2006. 40(4): 332-42.
  8. Cos S. and Fernandez R. *Melatonin effects on intercellular junctional communication in MCF-7 human breast cancer cells*. *J Pineal Res*. 2000. 29: 166-71.
  9. Úbeda A., Trillo M.A., House D.E., and Blackman C.F. *Melatonin enhances junctional transfer in normal C3H/10T1/2 cells*. 1995a. *Cancer Lett* 91: 241-45.
  10. Blackman C.F., Andrews P.W., Úbeda A., Wang X., Trillo M.A. and Pimentel M.E. *Physiological levels of melatonin enhance gap junction communication in primary cultures of mouse hepatocytes*. 2001a. *Cell Biol Toxicol*. 17: 1-9.
  11. Loscher W. and Mevissen M. *Animal studies on the role of 50/60-Hertz magnetic fields in carcinogenesis*. *Life Sci*. 1994. 54(21): 1531-43.
  12. Henshaw D.L. and Reiter R.J. *Do magnetic fields cause increased risk of childhood leukemia via melatonin disruption?* *Bioelectromagnetics*. 2005.(Suppl7): S86-97.
  13. Blackman C.F., Benane S.G. and House D.E. *The influence of 1.2  $\mu$ T, 60 Hz magnetic fields on melatonin- and tamoxifen-induced inhibition of MCF-7 cell growth*. 2001b. *Bioelectromagnetics*. 22(2): 122-8.
  14. Ishido M. Nitta H, and Kabuto M. *Magnetic fields (MF) of 50 Hz at 1.2  $\mu$ T as well as 100  $\mu$ T cause uncoupling of inhibitory pathways of adenylyl cyclase mediated by melatonin 1a receptor in MF-sensitive MCF-7 cells*. 2001. *Carcinogenesis* 22: 1043-48.
  15. Trillo M.A., Martínez M.A., Cid M.A., Úbeda A., García V.J., Chacón L. and Leal J. *Influence of 50 Hz MF on the proliferation of human hepatocarcinoma cells in vitro*. BEMS, 23<sup>th</sup> Ann. Meeting, Minnesota, Abs. Book: 211. 2001.
  16. Cid M.A., Martínez M.A., Úbeda A., Chacón L., Leal J. and Trillo M.A. *Melatonin at a physiological concentration inhibits power frequency magnetic field-induced growth in human hepatocarcinoma cells*. IRPA 11th International Congress. Spain. Abs. Book: 310. 2004.
  17. Cid M.A., Úbeda A., Henández-Bule M.L., Martínez M.A., Díaz-Enriquez M., Leal, J. and Trillo M.A. *Power frequency magnetic fields block melatonin-induced changes in alpha-fetoprotein and albumin in human hepatocarcinoma cells*. BEMS -EBEA Meeting. Ireland. Abs. Book: 316. 2005.
  18. Blackman C.F., Benane S.G., House D.E. and Pollock M.M. *Action of 50 Hz magnetic fields on neurite outgrowth in pheochromocytoma cells*. *Bioelectromagnetics*; 1993. 14(3): 273-86.
  19. Trillo M.A., Martínez M.A., Cid M.A., García V.J., Úbeda, A. and Leal, J. *Action of 50 Hz magnetic fields on the growth of human neuroblastoma cells*. 25<sup>th</sup> BEMS Meeting, Hawaii .Abs. Book: 287. 2003.
  20. Martínez M.A., Cid M. A., Úbeda A., García V. J., Leal J., and Trillo M.A.. *A role of ERK signaling in the proliferative effects of 50 Hz MF on human neuroblastoma cells*. *The 4<sup>th</sup> International Workshop on Biological Effects of EMF, Greece*. 2006.
  21. Goldberg G.S., Bechberger J.F. and. Naus C.C. *A pre-loading method of evaluating gap junctional communication by fluorescent dye transfer*. 1995. *Biotechniques* 18: 490-497.
  22. Nakashima Y., Ono T., Yamanoi A., El-Assal O.N., Kohno H. and Nagasue N. *Expression of gap junction protein connexin32 in chronic hepatitis, liver cirrhosis, and hepatocellular carcinoma*. 2004. *J Gastroenterol* 39(8): 763-8.
  23. Yang J., Ichikawa A., and Tsuchiya T. *A novel function of connexin 32: marked enhancement of liver function in a hepatoma cell line*. 2003. *Biochem Biophys Res Commun* 307: 80-85.
  24. Temme A., Buchmann A., Gabriel H.D., Nelles E., Schwarz M. and Willecke K. *High incidence of spontaneous and chemically induced liver tumors in mice deficient for connexin32*. 1997. *Curr Biol* 7(9): 713-6.
  25. King T.J, Fukushima,L.H., Yasui,Y., Lampe,P.D. and Bertram,J.S.. *Inducible expression of the gap junction protein connexin43 decreases the neoplastic potential of HT-1080 human fibrosarcoma cells in vitro and in vivo* 2002. *Mol. Carcinogen.*, 35, 29-41.
  26. Qin H., Shao Q., Curtis H., Galipeau J., Delliveau D.J., Wang T., Alaoui-Jamali M.A. and Laird D.W. *Retroviral delivery of connexin genes to human breast tumor cells inhibits in vivo tumor growth by a mechanism that is independent of significant gap junctional intercellular communication*. 2002. *J. Biol Chem* 277: 29132-38.
  27. Jiang J.X. and Gu S. *Gap junction- and hemichannel-independent actions of connexins*. 2005. *Biochim Biophys Acta* 1711: 208-214.
  28. Úbeda A., Trillo M.A., House D.E., and Blackman C.F. *A 50 Hz magnetic field blocks melatonin-induced enhancement of junctional transfer in normal C3H/10T1/2 cells*. 1995b. *Carcinogenesis* 16: 2945-2949.

**Co-financiado por FIS-03/0806 y Proyecto I+T MOU EUROPA, ERG 101.013.**

**MR1**

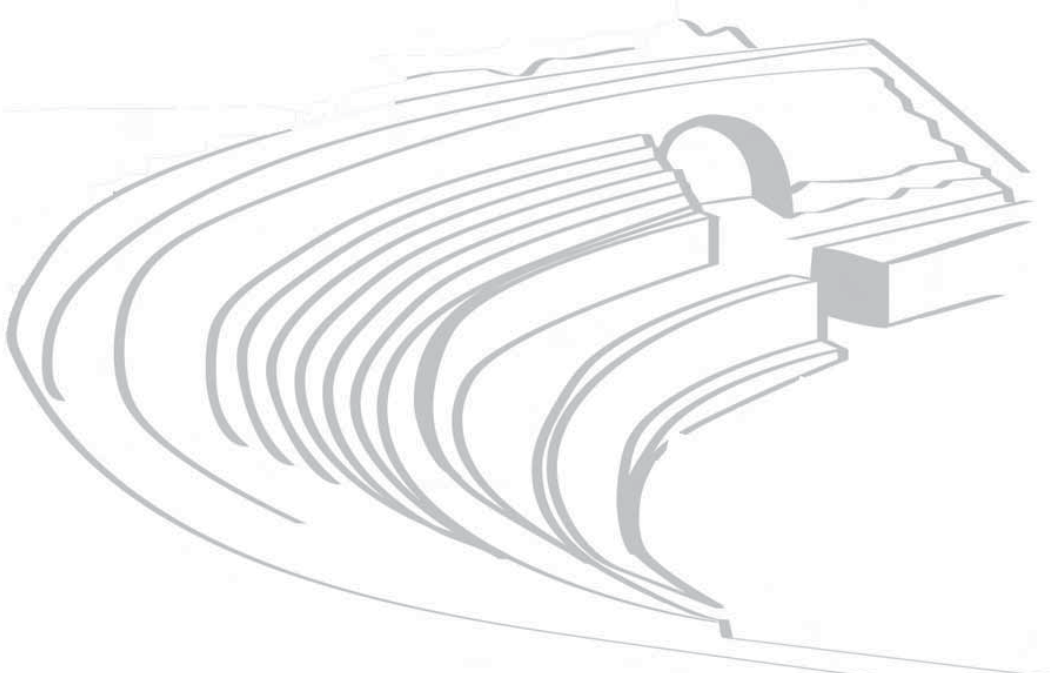
**MESA REDONDA**

# APLICACIÓN PRÁCTICA DE PROGRAMAS DE CALIDAD EN INSTALACIONES INDUSTRIALES

**Miércoles 19 de septiembre de 2007**

**16:00**

Moderadora: **Lucila Ramos** (CSN)





## APLICACIÓN PRÁCTICA DE LOS PROGRAMAS DE CALIDAD DE LAS UNIDADES TÉCNICAS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN LAS ACTIVIDADES QUE DESARROLLAN EN LA INDUSTRIA

S. Servera

PROINSA

Las Unidades Técnicas de Protección Radiológica (UTPRs), creadas para proporcionar el asesoramiento específico en protección radiológica y realizar funciones relativas al cumplimiento del reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (Art. 23, RPSCRI), de las distintas prácticas, en consideración al riesgo radiológico de cada una de ellas, colaboran en aspectos de interés para el funcionamiento de las instalaciones radiactivas, tales como la formación de su personal, elaboración de documentación preceptiva, vigilancia radiológica, estudios de hermeticidad, etc. Todo lo cual, repercute muy favorablemente en la situación y control de dichas instalaciones y constituye un apoyo al CSN en el control del funcionamiento de las instalaciones radiactivas.

Para las Instalaciones Nucleares, es preceptivo la existencia del Manual de Garantía de Calidad (Art. 20, RINR).

Para las Instalaciones Radiactivas Industriales de Irradiación de primera categoría, dotadas de fuentes radiactivas, se deben establecer programas de garantía de calidad. (Art. 38, RINR).

En el caso de las Instalaciones Radiactivas de 2a y 3a categoría, ya sea su finalidad el control de procesos industriales o la realización de gammagrafías y/o radiografías industriales, la normativa no establece la necesidad de un programa de garantía de calidad, lo que es exten-

sible al caso de las intervenciones como consecuencia de incidentes radiológicos en los que deben intervenir las UTPRs.

PROINSA, que tiene autorizada una Unidad Técnica de Protección Radiológica desde 1988, para la Prestación de Servicios en Instalaciones Nucleares, del Ciclo de Combustible Nuclear y en Instalaciones Radiactivas con fines científicos, agrícolas, comerciales o industriales, incluyendo la realización de pruebas de hermeticidad de fuentes encapsuladas, y en Instalaciones de Rayos X con fines de diagnóstico médico, tiene implantado un Sistema de Gestión de la Calidad certificado según la norma ISO 9001:2000, que aplica a todas las actividades que desarrolla.

En esta ponencia, presentamos la experiencia acumulada en las actividades realizadas por PROINSA en las distintas instalaciones en las que presta sus servicios y las tareas que realiza con el objeto de asegurar el cumplimiento de los objetivos de calidad de las mismas, para lo cual existe una documentación general en relación a dicha calidad. Esta documentación se enmarca dentro del Sistema de Garantía de la Calidad implantado en la empresa. Este Sistema es revisado tanto a nivel interno por la propia organización, como a nivel externo por parte de sus clientes y entidades de certificación con el fin de asegurar su adecuado cumplimiento.



## CALIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN CC.NN.

D. Sustacha

Central Nuclear de Almaraz

Tradicionalmente los programas de Calidad aplicados a la Protección Radiológica en las instalaciones nucleares, se han basado en una concepción “clásica” de los mismos, mediante el establecimiento de una serie de requisitos exigibles:

- Organización y responsabilidades claramente establecidas.
- Programas de formación y cualificación de las diferentes personas que componen esta organización.
- Procedimientos escritos para la ejecución de las actividades de PR.
- Verificaciones y calibraciones de la instrumentación y equipos y sistemas requeridos para la medida de la radiación.
- Registro y archivo de la documentación generada.

Todo ello sustentado, con algunas excepciones, en una sólida base normativa, y siendo casi exclusivamente, la organización de Garantía de Calidad y de alguna forma el CSN los agentes evaluadores de la Calidad de PR.

La generalización del concepto ALARA a partir de mediados de los 80, supuso un empuje en el sentido de que no era suficiente el cumplimiento de los requisitos exigidos, sino que había que trabajar en la búsqueda de la excelencia. Esto supuso que el intercambio de experiencias y las visitas de asistencia por INPO o WANO (Peer Review) tomaran un impulso muy importante de cara a aprender de las prácticas exitosas de otras organizaciones.

Pero es en estos últimos años (a partir del cambio de milenio) cuando, en los aspectos relacionados con Seguridad Nuclear y por tanto de Protección Radiológica, se han comenzado a manejar de forma sistemática (quizás como consecuencia de una toma de conciencia de que, para que una instalación funcione y de forma segura hay que balancear mejor el peso que se da a la Tecnología y el que se da a la Organización (personas), una serie de aspectos y conceptos como los siguientes:

### **1. Análisis de experiencia operativa externa e interna de una forma más sistemática.**

- Identificando las causas directa/raíz.
- Poniendo el foco en las actuaciones humanas.
- Incluyendo los sucesos sin consecuencias.

- Realizando el seguimiento de que las acciones propuestas son llevadas a cabo.
- Haciendo extensiva la información a todo el personal afectado.

### **2. Autoevaluaciones de procesos y actividades.**

Uno de los elementos que contribuye a la seguridad y eficacia de una organización es su capacidad para autoevaluarse mediante la comparación de sus procesos y actividades con unos modelos preestablecidos de óptimo funcionamiento, identificando deficiencias y oportunidades de mejora y estableciendo mecanismos adecuados para su clasificación y tratamiento oportuno. Basado en:

- Elevados estándares de seguridad y calidad.
- Conocimiento de los procesos.
- Capacidad de autocritica y satisfacción por el trabajo bien hecho.
- Comunicación tanto vertical como horizontal en la organización.

### **3. Evaluación por los mandos de los trabajos en campo para:**

- Detectar problemas tanto técnicos como organizativos en las prácticas de trabajo.
- Tener un conocimiento más realista de la problemática asociada a la ejecución de los trabajos en campo.
- Asesorar a los trabajadores en la ejecución de los trabajos.
- Crear una atmósfera de confianza entre trabajadores y mandos que permitan a estos transmitir las expectativas y a aquellos sus sugerencias e inquietudes.

### **4. Derivado de los puntos anteriores un sistema amplio y abierto de gestión de acciones que sean:**

- Un medio eficaz para la identificación y resolución de problemas.
- Vehículo para implantación de mejoras a través de la implicación directa del personal en el examen crítico y mejora de sus propios trabajos.
- Permita vigilar la seguridad y P.R. y tomar las acciones necesarias en los plazos adecuados, y vigilar y corregir debilidades.
- Finalmente una herramienta que facilita la gestión de la dirección.



**5. Técnicas de prevención de error:**

Las personas por naturaleza son falibles y por tanto se equivocan. La experiencia en la industria nuclear ha demostrado que la probabilidad de que se produzca un error durante una actividad o maniobra puede reducirse de forma significativa mediante la aplicación coherente de herramientas y técnicas de prevención de errores tales como:

- Verificación (autoverificación, chequeo por compañeros, doble verificación, verificación independiente)
- Uso de procedimientos (uso continuo, uso referencial, uso informativo) y adherencia a los mismos.
- Reuniones previas al trabajo y reuniones posteriores de cierre de trabajos.
- Comunicación en tres fases.
- Actitud cuestionadora / inquisitiva.

**6. Otros aspectos, tales como:**

- Potenciación en todas las actividades de los aspectos relaciones con los Factores Humanos.
- Entrenamiento y formación en toma de decisiones conservadoras.

**7. Utilización de un sistema de indicadores que permite en todo momento:**

- Conocer el estado en el que se encuentran los procesos más importantes y lograr su mejora.
- Mantener informados a los diferentes niveles de la organización del estado y evolución de los diferentes parámetros de funcionamiento.
- Disponer de indicadores de referencia así como facilitar los estudios de comparación (benchmarking) entre centrales.

Todo ello dentro de un amplio paraguas de lo que se llama “Cultura de Seguridad” que por definición es “El conjunto de características y actitudes en organizaciones e individuos que aseguran que, como prioridad esencial, las cuestiones de seguridad de las centrales nucleares reciben la atención que merecen en razón de su importancia”.

Estamos inmersos en la puesta en marcha y potenciación de todas estas líneas de actuación. En muchos casos nos encontramos con resistencias en la organización, ya que supone un cambio de mentalidad, pero creemos que es el camino para conseguir unos mejores estándares de Seguridad y Protección Radiológica.



MR1 3

## APLICACIÓN PRÁCTICA DE PROGRAMAS DE CALIDAD EN LAS INSTALACIONES INDUSTRIALES. LA EXPERIENCIA DE ENRESA

T. Ortiz

ENRESA

**INTRODUCCIÓN**

Según el Diccionario de la Real Academia de la Lengua Española la palabra “Calidad” procede del latín “qualitas-qualitatis” y es la propiedad o conjunto de propiedades inherentes a una cosa que permiten apreciarla como igual, mejor o peor que las restantes de su especie. En el campo de la Protección Radiológica (PR) será lograr que las dosis sean tan bajas como sea posible alcanzar. Para lograr este objetivo de la calidad, que algo sea mejor, se establecieron primero los controles de calidad y de ahí se pasó a acuñar el término “**Garantía de Calidad**”. La Garantía de Calidad comprende un conjunto de acciones

planificadas y sistemáticas necesarias para proporcionar una confianza adecuada en que un servicio o elemento cumplirá los requisitos de calidad establecidos.

**GARANTÍA DE CALIDAD EN ENRESA**

En la empresa nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA) el compromiso con la calidad se inicia en 1986<sup>1</sup> con la definición de la política de calidad aplicable a la Gestión de Residuos Radiactivos en España y el desarrollo e implantación de un Sistema de Garantía de Calidad acorde con los requisitos exigidos en la industria nuclear. Este Sistema fue posteriormente compatibilizado con los



requisitos de la normativa ISO-9001, y complementado con el desarrollo de un Programa de Mejora Continua de la Calidad en el marco de la filosofía de Gestión de Calidad. Para ENRESA la calidad supone la búsqueda constante de la excelencia en sus actuaciones, con el objetivo final de conseguir una gestión eficaz de los residuos radiactivos en España, que garantice tanto la salud y seguridad de las personas como la calidad del medioambiente, y que mejore el nivel de satisfacción de sus clientes, lo cual incluye los productores de residuos radiactivos, los organismos que controlan sus actividades, las personas que trabajan por y para ENRESA y la sociedad en general.

Por otra parte, ENRESA como titular de instalaciones nucleares (Centro de Almacenamiento de El Cabril) y responsable del desmantelamiento de centrales nucleares, está obligado por la reglamentación nacional al establecimiento e implantación de un Sistema de Garantía de Calidad, aplicable a las actividades relacionadas con la Seguridad Nuclear y la Protección Radiológica, en todas las fases de sus proyectos y de sus instalaciones en operación. Este sistema está basado en la normativa nacional (UNE 73401, guía de Seguridad 10.1 del CSN) e internacional (Código de Práctica sobre Garantía de Calidad del Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA 50-C-QA y apéndice B del 10CFR50 de la US-Nuclear Regulatory Commission NRC). El sistema establecido se fundamenta en tres documentos. Manual de Garantía de Calidad, Programas de Garantía de Calidad y Procedimientos sometidos a Garantía de Calidad.

– Manual de Garantía de Calidad: en él se definen, de modo general las actividades sometidas a Garantía de Calidad, clasificadas en 3 niveles y se establece la estructura básica del sistema de Garantía de Calidad.

– Programas de Garantía de Calidad: en ellos se detallan los métodos de aplicación de los requisitos de Garantía de Calidad específicos. Entre los programas establecidos tienen relación con la Protección Radiológica los correspondientes a las actividades siguientes: Gestión de Residuos Radiactivos de Media y Baja Actividad, Explotación de la Instalación de almacenamiento de El Cabril, Desmantelamiento y Clausura de la Fábrica de Uranio de Andujar (FUA), Desmantelamiento y Clausura de C N Vandellós 1 y Gestión de pararrayos con Cabezal Radiactivo.

Finalmente el Sistema se completa con evaluaciones periódicas, mediante auditorías, inspecciones o controles, llevadas a cabo internamente, por el personal del Departamento de Gestión de Calidad, o externamente por organizaciones de Calidad (AENOR) o por los orga-

nismos reguladores, en especial el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

## APLICACIÓN A PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

El Sistema de Garantía de Calidad establece que las actividades sometidas a él se realicen de acuerdo con un estilo de trabajo organizado, planificado, documentado y sistemático. Los aspectos que deben ser objeto de consideración son los siguientes: organización, procedimientos, verificación y calibración de equipos, formación y registro y archivo. A continuación se analizan estos aspectos para las diferentes actividades de protección radiológica realizadas en ENRESA.

– Organización: en ENRESA las organizaciones de PR están directamente vinculadas a las instalaciones y actividades. De este modo hay establecido un Servicio de Protección radiológica (SPR) en el C.A. Cabril, desde el inicio de su explotación (1992) y han existido SPR en el desmantelamiento de la FUA y de CN Vandellós 1 (1998-2002). Asimismo para las actividades de ENRESA realizadas fuera de sus propias instalaciones reguladas, como son la caracterización, segregación, acondicionamiento y retirada de residuos radiactivos en instalaciones radiactivas y no reguladas, está la Unidad Técnica de Protección Radiológica (UTPR), encargada de la protección radiológica de estas actividades desde 1990.

Los medios humanos de estas organizaciones están en función de las actividades que deben llevarse a cabo. Así durante el desmantelamiento de la FUA se contó con una organización compuesta por un técnico con el diploma de Jefe de SPR y un adjunto con cualificación equivalente, además de 7 técnicos y auxiliares de PR, mientras que en el desmantelamiento de CN Vandellós 1 se estableció una organización más amplia como se recoge en la *tabla 1*. Esta organización estaba compuesta por personal de ENRESA y de HIFRENESA, anterior explotador de la central, y contaba con el apoyo de otras 7 empresas de las que 4 eran UTPR autorizadas por el CSN.

Diplomas Jefe SPR	2
Responsable sección PR	1
Responsables área PR y medidas de PR	2
Técnicos/auxiliares PR	22-52*

(\*) Máximo durante el desmantelamiento 71

En la *tabla 2* se recogen los medios humanos actuales del SPR del Centro de Almacenamiento del Cabril (CA Cabril).



**Tabla 2.- Organización SPR C. A. Cabril**

Diplomas Jefe SPR	3*
Encargado de PR/Vigilancia ambiental	2
Técnicos PR	7
Instrumentistas	2
Operarios de vigilancia ambiental	2

(\* ) Un diploma que no ejerce en la actualidad

**Tabla 3.- Organización UTPR**

Diplomas Jefe SPR	2
Titulados superiores con nivel equivalente	2
Técnicos PR	4

**Tabla 4.- Procedimientos CN Vandellós 1**

PR operativa	61
Desclasificación	12
Efluentes y cálculo de dosis	12
PVRA	6

En la *tabla 3* se indica los componentes de la UTPR en la actualidad

Adicionalmente la UTPR cuenta con una estructura de apoyo, a través de UTPR autorizadas por el CSN, para llevar a cabo la protección radiológica del proyecto PIMIC-Desmantelamiento compuesta de 1 titulado superior, 6 técnicos de PR, 1 técnico de laboratorio y 3 auxiliares de PR.

– Procedimientos: todas las actuaciones de PR están procedimentadas y los procedimientos están sometidos a Garantía de Calidad. En los procedimientos se establecen las funciones y responsabilidades, las precauciones y el modo de realizar las actividades, junto con los registros y formatos necesarios. Los procedimientos se agrupan por áreas temáticas, como son: PR operativa, efluentes y cálculo de dosis, equipos y Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA). Como ejemplo, se muestran en la *tabla 4* el número de procedimientos elaborados para el desmantelamiento de CN Vandellós 1.

– Verificación y calibración de equipos: todos los equipos de PR (radiómetros, detectores de contaminación, detectores de neutrones, equipos de vigilancia del aire en continuo, dosímetros, etc) están sometidos a un programa de verificación y calibración específico que depende del tipo de equipo y de su uso. Como norma general los equipos se verifican semestralmente con fuentes Certificadas. Los radiómetros, que pueden verificarse con fuentes se calibran cada 4 años, siguiendo las recomendaciones del Ministerio de Industria. Lo mismo se hace con los detectores de neutrones, aunque esto es más problemático porque no existen laboratorios homo-

logados en España para hacer este tipo de calibraciones. Las calibraciones se realizan en el CIEMAT o en la Universidad Politécnica de Cataluña, cuando se trata de los radiómetros de la UTPR o de los patrones de la Sala de Calibración ubicada en el CA Cabril. Los restantes equipos de medida de tasa de dosis se calibran en la Sala citada. Los demás equipos que deben calibrarse (calibradores de caudal, equipos de medida de parámetros meteorológicos de la Sala, etc) se calibran cada dos años.

Los laboratorios que se utilizan deben estar certificados por ENAC para que así sean aceptados de modo automático por Garantía de Calidad.

En el caso de la dosimetría personal, tanto externa como interna, se cuenta con Servicios de dosimetría personal (SDP) autorizados por el CSN. El SDP del CIEMAT, se encarga de prácticamente de la totalidad de la dosimetría personal de ENRESA. Sólo durante el desmantelamiento de CN Vandellós 1 y por razones de lejanía, se utilizó el SDP de CN Ascó, para la dosimetría externa y el CRC móvil de TECNATOM para la interna, salvo para la dosimetría de emisores alfa por bioanálisis que fue realizada por el CIEMAT por ser el único SDP capacitado para ello. Los SDP autorizados por el CSN también son aceptados por Garantía de Calidad de ENRESA sin necesidad de una homologación específica.

– Formación: la formación es una pieza clave para lograr los objetivos de calidad deseados. Esta formación no aplica sólo al personal de PR sino a todos los trabajadores expuestos. Los programas de formación en PR se basan en la instrucción del CSN (IS-03) de forma que se exige la formación básica a las empresas externas y se imparte la formación específica. En el caso de los colaboradores de larga duración la formación básica puede sustituirse por la asistencia a los cursos de reentrenamiento en PR anual que organiza ENRESA. Adicionalmente se realizan cursos específicos para colectivos más concretos (personal de PR, inspectores-conductores, cursos ALARA, etc). De forma global se muestra en la *figura 1* el esfuerzo en formación en PR realizado en los últimos años (2000-2006). Debe indicarse que la mayor aportación en los años 2000-2002, y parcialmente en 2003, se debe al desmantelamiento de CN Vandellós 1. Asimismo el aumento observado en 2006 es debido al inicio de los trabajos en el proyecto PIMIC-Desmantelamiento.

En total, en el periodo analizado, se han impartido y asistido a 422 cursos, con 2.579 asistentes y 9.722 horas.hombre de dedicación.

– Registro y archivo: todas las actividades se registran en los formatos previstos en los procedimientos. Así se

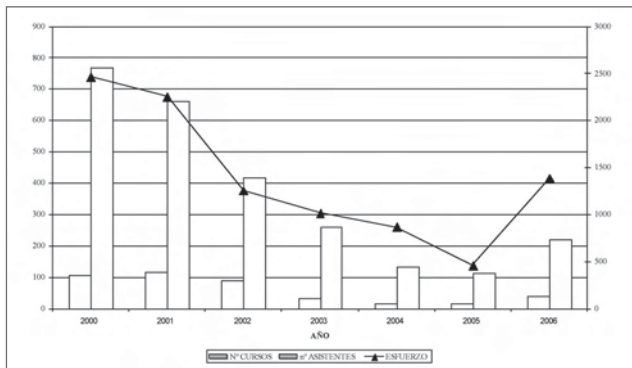


Figura 1.- Promoción en PR

dispone de registros de las vigilancias ambientales (medidas de niveles de radiación y contaminación superficial y en aire), de los resultados de las medidas en laboratorio, de los Premios de Trabajo con Radiaciones (PTR), de las medidas para la caracterización de los residuos y fuentes, de las medidas para la desclasificación de materiales, etc. Toda la documentación se archiva por PR y se envía a los archivos generales de ENRESA.

## AUDITORIAS E INSPECCIONES

Las actividades de PR en ENRESA están supervisadas a través de auditorías de Garantía de Calidad, realizadas por los técnicos del Departamento de Gestión de Calidad y de AENOR, por estar en posesión de la Certificación correspondiente a la norma ISO-9001. Las auditorías internas se realizan cada dos años y cubren los aspectos siguientes: PR-operativa, que incluye los temas de verificación y calibración de equipos, efluentes y cálculo de dosis, dosimetría, etc; PVRA, que cubre la toma de muestras y la elaboración de los informes anuales; Plan de Emergencia y Plan de Contingencias. De estas auditorías se deducen recomendaciones y desviaciones en función de la importancia del incumplimiento detectado. La mayoría de ellas están relacionadas con aspectos documentales.

Por otra parte el CSN realiza inspecciones periódicas a las actividades de PR. Estas inspecciones se basan en temas específicos, como son: PR-operativa, efluentes y PVRA. En general estas inspecciones son cada 2 años. Por ejemplo en el CA Cabril desde su entrada en operación hasta finales del año 2006 se han recibido 13 inspecciones del CSN relacionadas con PR, de ellas 5 dedicadas a PR-operativa, 5 a efluentes y 3 al PVRA.

Asimismo el CSN realiza inspecciones a la UTPR, bien directamente, bien a través de inspecciones sobre ges-

ción y retirada de residuos de instalaciones radiactivas y no reguladas o del CIEMAT. Estas inspecciones se realizan en la sede de ENRESA o en las propias instalaciones donde se realiza la actuación o retirada. Estas últimas, en general, son llevadas a cabo por los Inspectores de las Comunidades Autónomas con encomienda de funciones del CSN.

## RESULTADOS

Como ya se ha indicado la Calidad de la PR puede medirse en términos de dosis. En la figura 2 se ha representado el número de trabajadores expuestos en las diferentes instalaciones y actividades de ENRESA, junto con las dosis colectivas, en el periodo 2000-2006. En total han participado en estas actividades 3.035 trabajadores expuestos con una dosis colectiva total de 509 mSv.persona y una dosis media de 0,168 mSv. Esta dosis media indica que las dosis que se reciben son muy bajas, asimismo la dosis colectiva es muy baja, incluso incluyendo la debida al desmantelamiento de CN Vandellós 1, e inferior a la que se recibe en otros sectores (médicos, industria y centrales nucleares) según lo indicado en los informes anuales del CSN.

Como se puede observar en la *figura 2* la mayor contribución de la dosis procede del desmantelamiento de CN Vandellós 1, donde el número de trabajadores expuestos también es mayor. A partir del final del desmantelamiento, una vez en la fase de latencia, esta instalación no contribuye a la dosis colectiva de ENRESA. Asimismo se observan algunos aumentos en las dosis colectivas del CA Cabril motivados por los trabajos de ubicación y acondicionamiento de los contenedores con residuos radiactivos procedentes del incidente de ACERINOX ocurrido en 1998.

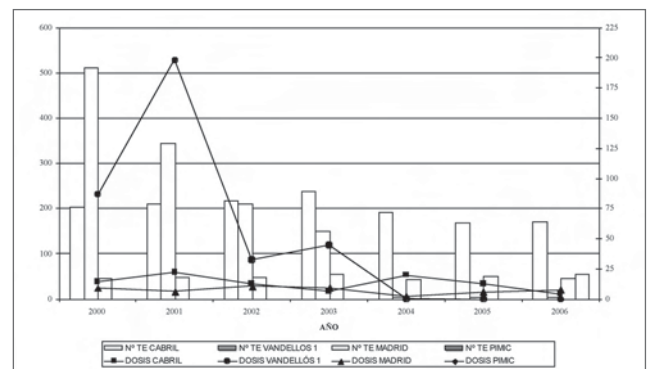


Figura 2.- Dosis en instalaciones y actividades de ENRESA



Debe asimismo indicarse que la dosis colectiva durante todo el desmantelamiento de CN Vandellós 1 ha sido también muy baja 433 mSv.persona con una dosis máxima anual de 10 mSv en 2001, siendo el resto de las dosis individuales anuales del orden de 4 mSv. Esta dosis colectiva representa el 72% de las dosis estimada en el proyecto.

Respecto de las dosis internas no se ha detectado ningún valor superior al nivel de registro en las medidas anuales en el Contador de Radiactividad Corporal, con un número total de 2.526 controles. Por otra parte en el control por bioanálisis de la contaminación interna por emisores alfa, realizado durante el desmantelamiento de CN Vandellós 1, se han obtenido valores por encima del nivel de registro en 7 trabajadores, con una dosis colectiva asignada de 24,2 mSv.persona. Estos resultados son muy buenos si se tiene en cuenta que se han realizado 771 controles, en todo el proceso, que corresponden a un total de trabajos con riesgo alto de contaminación alfa en aire de 61.073 horas.persona.

Tampoco se ha obtenido ningún valor por encima del nivel de registro en los controles por bioanálisis para emisores beta puros de baja energía, que se realizan a los inspectores-conductores encargados de la retirada de

residuos de instalaciones radiactivas. En el periodo analizado se han realizado 39 controles de este tipo sobre 3 trabajadores.

Estos resultados se logran implantando el principio ALARA desde la fase de diseño y manteniendo una buena práctica de la PR durante la operación, esforzándose en mejorarla en aquellas actividades de mayos riesgo.

## CONCLUSIONES

- La Garantía de Calidad se ha implantado en ENRESA desde el comienzo de sus actividades.
- Las tareas de Protección Radiológica están sometidas al Sistema General de Garantía de Calidad implantado.
- Los resultados obtenidos en términos de dosis indican que se ha logrado un buen nivel de calidad en los aspectos de Protección Radiológica.

## REFERENCIAS

1. *“Calidad en la Gestión de los Residuos Radiactivos”* J. Quesada. Curso sobre Gestión de Residuos radiactivos. CIE-MAT, Universidad Politécnica de Madrid y ENRESA.



MR1 4

# APLICACIÓN PRÁCTICA DE PROGRAMAS DE CALIDAD A LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN APLICACIONES DE RADIOGRAFIA INDUSTRIAL

F. Carballo

Supervisor IRA 89A SGS Tecnos, S.A.

## INTRODUCCIÓN

Dado que no hay normativa de garantía de calidad específica relacionada con la protección radiológica en aplicaciones de radiografía industrial, en cada instalación se aplicarán los criterios contemplados en normativas relacionadas con las otras actividades de la empresa.

En el caso de empresas de servicios dedicadas a Ensayos No Destructivos, las normas utilizadas son: UNE-EN ISO/IEC 17025 ó UNE-EN ISO 9000. La primera, con unas exigencias superiores, es de obligado cumplimiento para aquellos laboratorios que están acreditados por

ENAC, y la segunda es de carácter voluntario para aquellas empresas que sin estar acreditadas por ENAC tienen, por exigencias comerciales o por su inquietud de “querer hacer las cosas bien”, implantado un sistema de calidad.

En ambos casos, los criterios contemplados en estas normas de gestión de la calidad, se aplican a la protección radiológica por paralelismo con las actividades de E.N.D contempladas en el sistema de gestión de la calidad.

Por otra parte, es importante destacar que el funcionamiento de una instalación radiactiva está regulado por la Resolución de Autorización de la Instalación Radiactiva,

emitida por la Dirección General de Industria, Energía y Minas, en la que se contemplan los requisitos establecidos por el C.S.N y referencia a los siguientes documentos de carácter obligatorio:

- Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas aprobado por Real Decreto 1836/1999 (B.O.E del 31-12-99).
- Real Decreto 783-2001, de 6 de Julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, B.O.E no 178 de 26 de Julio.
- Ley 25/1964, de 29 de Abril, sobre Energía Nuclear.
- Reglamento (EURATOM) nº 1493/93 del Consejo, de 8 de Junio de 1.993, relativo a los traslados de sustancias radiactivas entre los Estados miembros. Diario Oficial nº L148 de 9/06/1993 P.0001-0007.
- UNE-EN-ISO 10012-1-2003 “Requisitos de Aseguramiento de la Calidad para equipos de Medición” (Esta norma sustituye a la UNE-EN 30012-1 referenciada en la Resolución de Autorización que ha sido anulada).
- UNE 73.302 distintivos para señalización de radiaciones ionizantes (1991).
- ISO 2919:1999 Radiation Protection Sealed Radiative Sources-General Requirements and Clasification.
- Guía de Seguridad GSG-5.3 “Control de la hermeticidad de fuentes radiactivas encapsuladas”.
- Guía de Seguridad GSG-5.14 “Seguridad y Protección Radiológica de las instalaciones radiactivas de gammagrafía industrial”.
- Real Decreto 229/2006 de 24 de febrero (B.O.E de 28 de febrero) sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas.
- Acuerdo europeo para el transporte de mercancías peligrosas por carretera, ADR (B.O.E 21/01/2005).
- ORDEN FOM/808/2006 de 7 de marzo, por la que se actualizan las instrucciones técnicas para el transporte sin riesgo de mercancías peligrosas por vía aérea (B.OE nº 69 de 22 de marzo de 2.006)

En estos documentos se recogen todos los requisitos para establecer un sistema de funcionamiento con exigencias comparables a las establecidas en la Norma UNE-EN ISO/IEC 17025 para la acreditación por ENAC, con la particularidad de una mayor “persuasión en el cumplimiento” añadida como consecuencia de estar sometido el funcionamiento a inspecciones por el C.S.N, bajo un régimen sancionador, en sustitución de las auditorías del organismo de acreditación.

No obstante, como consecuencia de la propia experiencia de la empresa en estas actividades, es posible

aportar mejoras en el sistema de funcionamiento, enfocadas a una reducción de dosis, sin detrimento de la calidad del servicio al cliente y de la productividad.

## SISTEMA DE FUNCIONAMIENTO

De forma similar a como se establece un sistema de funcionamiento basado en normativa aplicable a sistemas de gestión de la calidad, bajo una acreditación por organismo externo, se establece el sistema de funcionamiento de la Instalación Radiactiva, basado en los documentos referenciados en el punto anterior.

### 1. Documentos del sistema

De la misma forma que los documentos de un sistema de gestión de calidad están integrados por el Manual de la Gestión de Calidad y procedimientos complementarios, el sistema de funcionamiento de una instalación de radiografía industrial está compuesto por los siguientes documentos:

#### 1.1 Reglamento de Funcionamiento de la Instalación

En el Reglamento se detalla la organización jerárquica de la instalación, fija las funciones y responsabilidades de cada miembro de la misma, dicta las normas de funcionamiento y establece el programa de entrenamiento a seguir para la formación y reentrenamiento del personal, de acuerdo con el siguiente índice de contenido:

- Organización
  - Organigrama funcional de la instalación.
  - Funciones y responsabilidades.
- Control equipos y fuentes
  - Fuentes y equipos generadores de radiaciones ionizantes de la instalación.
  - Equipos de medida de la radiación en la instalación.
- Normas de operación
  - Clasificación de áreas
  - Almacenes.
  - Transporte.
  - Funcionamiento para la realización de radiografías.
  - Trasvase de fuentes radiactivas.
  - Programa de inspección (supervisiones en campo).
- Control de las personas
  - General.
  - Clasificación del personal.
  - Control dosimétrico.
  - Control médico.
- Formación y Reentrenamiento
- Registros e informes
  - Instalación
  - Personal



- Equipos
- Fuentes
- Informes

### 1.2 Procedimientos

Para una definición más amplia y precisa de determinadas actividades, el Reglamento de Funcionamiento se complementa con los siguientes procedimientos:

- Control dosimétrico del personal de la instalación
- Verificaciones de la instalación
- Plan de emergencia de la instalación
- Transporte por carretera de los equipos de la instalación
- Planificación de los trabajos de la instalación
- Informes de la instalación
- Registro y archivo de documentos de la instalación.

### 2. Validación de los documentos del sistema

Los documentos anteriores que establecen el sistema de funcionamiento de la instalación radiactiva son, de alguna forma, validados por el C.S.N mediante su “apreciación favorable” (consistente en la ausencia de comentarios), para lo cual se le envían estos documentos con copia controlada, de cada elaboración inicial y revisión.

### 3. Inspecciones

Al igual que el sistema de calidad de un laboratorio acreditado, es auditado por el organismo de acredita-

ción, a fin de proporcionar la certificación o registro de conformidad con los requisitos establecidos en los documentos del sistema. En las instalaciones radiactivas esta verificación es realizada por el C.S.N mediante inspecciones periódicas.

### MEJORA CONTINUA

De acuerdo con las normas de sistemas de gestión de la calidad, y, como desarrollo del principio ALARA en este tipo de instalaciones, se han de aplicar métodos para la mejora continua del sistema de funcionamiento a fin de reducir al máximo razonable la dosis de operación, para ello se han de aplicar las siguientes acciones:

- Auditorias internas para verificar el cumplimiento y eficacia del sistema, e identificar oportunidades de mejora.
- Estudio y análisis de los cambios de legislación, normativa e ITC emitidas por el C.S.N para su aplicación.
- Búsqueda de posibles soluciones para la obtención de la mejora.
- Evaluación de dichas soluciones y su selección.
- Implementación de la solución seleccionada.
- Medición, verificación, análisis y evaluación de los resultados de la implementación.

**MR2**

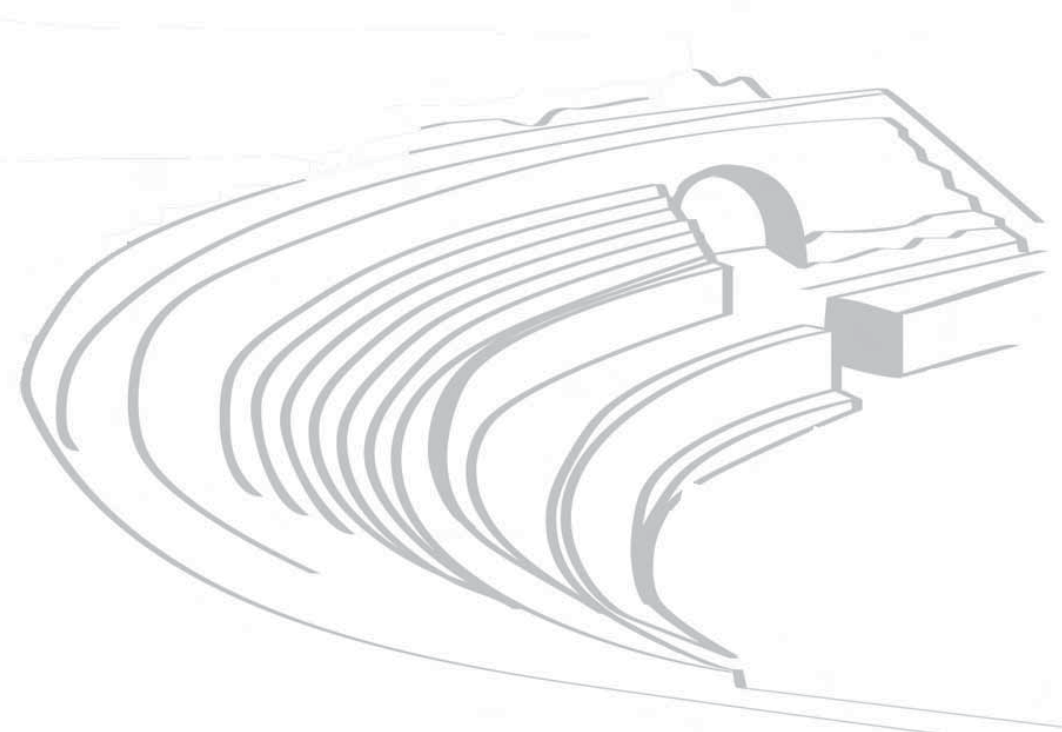
**MESA REDONDA**

# CALIDAD DE LA PR EN EL MEDIO SANITARIO

**Miércoles 19 de septiembre de 2007**

**16:00**

Moderador: **Bartolomé Ballester**  
(Hospital Universitario San Juan de Alicante)





## CALIDAD DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL MEDIO SANITARIO

A. Gracia

*Sección de Acreditación e Inspección de Centros Sanitarios del Servicio de Evaluación y Calidad Asistencial de la Dirección General de Planificación y Aseguramiento del Departamento de Salud y Consumo del Gobierno de Aragón.*

### LA AUTORIDAD SANITARIA RESPECTO A LA PROTECCIÓN AL PACIENTE.

La Ley 14/1986, de 25 de abril, General de Sanidad, en sus artículos 40.7 y 110, y en su disposición final cuarta, obliga a establecer requisitos mínimos para la aprobación y homologación de las instalaciones de centros y servicios y a valorar, por parte de la Administración sanitaria, la seguridad, eficacia y eficiencia de las tecnologías relevantes para la salud y asistencia sanitaria. En concreto el Real Decreto 1132 /1990 que establece las medidas fundamentales de protección radiológica de las personas sometidas a exámenes o tratamientos médicos, en su artículo 4o cita: "Con independencia de lo previsto en el Reglamento de Protección Sanitaria contra radiaciones ionizantes, y sin perjuicio de las competencias de autorización, control e inspección, que puedan corresponder a otros Organismos, todas las instalaciones de radiodiagnóstico, radioterapia, y medicina nuclear, serán objeto de vigilancia estricta por parte de la Administración sanitaria competente en cuanto a los criterios de calidad, para garantizar la protección radiológica del paciente", además en la disposición final se faculta al Ministro de Sanidad y Consumo para dictar las disposiciones precisas para el desarrollo y ejecución de lo dispuesto en el presente Real Decreto (RD). Fruto de este desarrollo fueron, entre otras disposiciones, los Reales Decretos de criterios de calidad en medicina nuclear, radioterapia y radiodiagnóstico, así como el RD 815/2001 de justificación de las exposiciones médicas. Los Reales Decretos de criterios de calidad, contienen dos artículos sobre las funciones de la autoridad sanitaria competente. El primero, con el título de Auditoría, es idéntico en los tres y el segundo, con el título de Vigilancia, es similar.

### DESDE UNA AUTONOMÍA.

En la Comunidad Autónoma (CA) de Aragón podemos distinguir en la actualidad dos procedimientos administrativos que tienen por objeto el desarrollo de las disposiciones mencionadas anteriormente. Estos procedimientos

son: Autorización de centros y servicios sanitarios y Aceptación del Programa de Garantía de Calidad (PGC).

El primer procedimiento tiene su base normativa en el RD 1277/2003 que establece las bases generales sobre autorización de centros, servicios y establecimientos sanitarios, el Decreto 106/2004 de autorización de centros y servicios sanitarios y otras disposiciones que establecen requisitos de autorización. Por ejemplo el Decreto 106/2004 cita en su artículo 16 que la documentación a presentar cuando existan instalaciones de Rayos X utilizadas con fines sanitarios es la siguiente:

- a) Certificación del órgano competente del Departamento responsable en materia de Industria del Gobierno de Aragón que acredite la inscripción, en el Registro de instalaciones de Rayos X de conformidad con el Real Decreto 1891/1991.
- b) Pruebas de aceptación y estado de referencia del equipamiento.
- c) Documentación relativa a la acreditación de la formación del personal.
- d) PGC de las instalaciones, de conformidad con el Real Decreto 1976/1999 y con el Real Decreto 815/2001
- e) Cuando el centro o servicio sanitario esté dotado con reveladoras que utilicen líquidos de revelado, copia de la solicitud de inscripción en el Registro de Productores de Residuos Tóxicos y Peligrosos del Departamento competente en medio ambiente.

Durante la inspección para la autorización de funcionamiento se verifican, entre otros aspectos, la existencia de los medios relacionados en el PGC y la existencia de otros elementos relacionados con la protección del paciente que puedan no estar relacionados en el PGC, tales como la existencia de carteles de advertencia a posibles embarazadas. Las instalaciones radiactivas tienen un tratamiento similar. Como consecuencia de la satisfactoria realización de este trámite, el centro o servicio se incorpora al Registro de Centros y Servicios Sanitarios de la CA junto con la oferta asistencial correspondiente, el personal y el equipamiento relevante.

El segundo procedimiento mencionado, es el de Aceptación del PGC o determinación de si el PGC se adecua



a los objetivos previstos y cumple con las disposiciones reglamentarias que le sean de aplicación. Se desarrolla mediante la evaluación de los programas de garantía de calidad entregados a la Administración sanitaria, utilizando los protocolos de evaluación aprobados por la Comisión de Expertos en materia de Protección Radiológica de la CA de Aragón. Estos protocolos recogen los aspectos contemplados por los respectivos Reales Decretos y los organizan, por categorías de contenidos, añadiendo aspectos recomendables en cualquier documento de calidad como: lista de distribución, listado de procedimientos o registros de revisión. Estos aspectos añadidos tienen carácter de recomendación. Este procedimiento está incluido en la Ley 8/2001 de Adaptación de Procedimientos a la Regulación del Silencio Administrativo y los Plazos de Resolución y Notificación de la CA de Aragón, con carácter desestimatorio tras seis meses de silencio administrativo. Este procedimiento desarrolla parcialmente los artículos de Auditoría de los Reales Decretos.

El desarrollo de estos dos procedimientos proporciona también el cumplimiento parcial a los artículos de Vigilancia al proponer, si es preciso, medidas correctoras del equipamiento o de los procedimientos del PGC. Llegando, según el caso, a la no autorización del centro, la sanción administrativa, la clausura de la unidad asistencial, la clausura del equipo, la limitación de la oferta asistencial o del catálogo de procedimientos autorizados.

Con el fin de desarrollar plenamente las tareas encomendadas a la Administración sanitaria por la normativa vigente, está previsto el desarrollo de un tercer procedimiento administrativo, consistente en determinar si el PGC está implantado de forma efectiva a efectos de certificación. Como parte de su realización se incluirá inspección protocolizada y posiblemente se comiencen a realizar durante el próximo año, una vez que se haya dado cumplimiento al trámite anterior en la mayoría de los centros. El trámite se realizará en función de la naturaleza del centro. En algunos centros es posible que la visita de inspección vaya unida a la revisión de otros aspectos como, por ejemplo, la verificación del cumplimiento de protocolos de desinfección y esterilización del material.

Por último es necesario indicar que, independientemente de los procedimientos administrativos anteriores, los centros y servicios sanitarios están sometidos a la inspección, control y evaluación de sus actividades y funcionamiento por la Administración sanitaria, tal como se indica en el artículo 30 de la Ley 14/1986.

## **DIFICULTAD DE IMPLANTACIÓN**

Existen varios aspectos de difícil aplicación práctica. Vamos a tratar uno de ellos por su importancia, la Justificación. El problema principal es debido a que involucra a otros profesionales médicos distintos de los responsables de la realización de los procedimientos, existiendo una falta de conciencia general. La ley establece que la responsabilidad es del profesional responsable de la realización de la exploración (radiólogo, médico nuclear...) o el tratamiento, sin embargo no es fácil soportar la presión de la demanda, muchas veces generada por una medicina defensiva e incluso por los propios usuarios, que no se sienten tranquilos sino se realiza el procedimiento aunque no esté indicado. En la práctica, las peticiones de exploraciones, están habitualmente cumplimentadas de modo insuficiente, no desprendiéndose claramente el diagnóstico de presunción. En algunos centros tienen protocolos con indicaciones y/o guías terapéuticas o diagnósticas, pero su cumplimiento dista mucho de ser óptimo.

Este aspecto de realizar procedimientos no justificados también es una asignatura pendiente en todo el ámbito sanitario. Todo procedimiento sanitario, además de unos costes económicos directos, tiene asociado un posible detrimento que puede ser calculado en base a las posibles complicaciones y a sus tasas de aparición. Sin embargo, si se someten las listas de esperas quirúrgicas a una auditoría y se verifica el porcentaje de procedimientos que cumplen las indicaciones dadas por sociedades científicas de reconocido prestigio, se puede comprobar que normalmente existe un alto porcentaje de procedimientos programados que no cumplen con dichos criterios. Por ejemplo, en las Jornadas Técnicas de Servicios Autonómicos de Inspección Sanitaria celebradas en Oviedo en febrero de 2007, la CA de Andalucía presentó resultados del Programa de Evaluación de la Indicación Quirúrgica, en concreto el porcentaje de no indicación para 11 procedimientos. En siete de ellos el porcentaje de no indicación superaba el 35%. El máximo porcentaje de no indicación (69,85%) lo obtuvo el procedimiento Hallux valgus.

## **POSIBLES SOLUCIONES**

Formación y concienciación. Por ejemplo la formación en materia de protección radiológica a un número importante de especialidades, desarrollada a partir de la "resolución conjunta de las Direcciones Generales de Salud Pública y Recursos Humanos y Servicios



Económico–Presupuestarios del Ministerio de Sanidad y Consumo por la que se dictan instrucciones para el desarrollo de un programa formativo sobre regulación de la protección de la salud frente a los riesgos de las radiaciones ionizantes en exposiciones médicas, y cuya implantación ha comenzado este año, puede contribuir en el futuro a una disminución de las pruebas diagnósticas mal solicitadas.

La concienciación de que existen muchos procedimientos que, utilicen o no radiaciones ionizantes,

producen un detrimento puede obtenerse a través de la preparación y divulgación de información clara o comparativa de estos riesgos. En el campo del radiodiagnóstico la aplicación de nuevas tecnologías de la información, donde se exija que las peticiones de las exploraciones se rellenen adecuadamente, unido a la facilidad de obtener estadísticas de los tipos de exploraciones realizadas (y pedidas) por los diferentes centros y servicios puede contribuir a mejorar considerablemente la situación.



MR2 2

## CALIDAD DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL MEDIO SANITARIO

M. España

*Sº de Radiofísica y Protección Radiológica. H. Universitario de la Princesa*

Han pasado ya casi veinte años desde la creación, en los años 90, de los Servicios de Protección Radiológica en el medio sanitario, muchos de ellos actualmente Servicios de Radiofísica y Protección Radiológica, al incluir en su cartera de servicios, todos o algunos de los aspectos regulados por la legislación para el especialista en radiofísica hospitalaria. Por tanto ya se dispone de suficiente experiencia para evaluar la calidad de la protección radiológica en el medio sanitario, y para poder dar respuestas al título de esta ponencia cabe preguntarse primero que se entiende por calidad, que características definen al medio sanitario como usuario, y en que nivel de calidad se encuentra la protección radiológica en cuanto a los productos y servicios que oferta en dicho medio.

Históricamente el término “calidad” ha ido evolucionando, desde conceptos filosóficos hasta conceptos más concretos, como el recogido en las Normas ISO: “la calidad es el conjunto de características de una entidad, producto o servicio que le confiere su aptitud para satisfacer las necesidades expresadas y las implícitas”. Por tanto se debe distinguir entre la medida en que las propiedades de un bien o servicio cumplen con los requisitos establecidos en las normas o especificaciones técnicas, y el cumplimiento con las exigencias del usuario de dicho bien o servicio en cuanto a funcionalidad, durabilidad y coste.

En la evolución histórica del concepto de calidad están las etapas de:

**Control de calidad:** En referencia al control de las fases de PR, y al cumplimiento de las normas.

**Aseguramiento de la calidad:** fase o nivel continuo de la calidad del servicio proporcionado. El aseguramiento de la calidad es una evolución del control de calidad, ya que éste se considera poco eficaz para prevenir la aparición de defectos.

**Calidad total,** que proporciona una concepción global que fomenta la mejora continua en la organización y logra involucrar a todos sus miembros, centrándose en la satisfacción del cliente.

El objetivo de la protección radiológica según ICRP es “Prevenir la aparición de efectos deterministas manteniendo los valores de dosis por debajo de la dosis umbral, y asegurar que se realizan todas las actuaciones razonables para reducir la inducción de efectos estocásticos”. Pocas disciplinas están tan ampliamente reguladas, tanto a nivel nacional como internacional, como la Protección Radiológica en sus dos vertientes, las exposiciones ocupacionales y de la población, y las exposiciones médicas, ambas representadas en el medio sanitario.

El medio sanitario está regulado por la Ley General de Sanidad (BOE del 29-4-1986) que determina la organización de una asistencia coordinada e integral, preci-

sando que los hospitales y los centros de especialidades periféricos, dependientes funcionalmente de aquellos, deben prestar la atención médica de mayor complejidad o especializada. Para mantener este objetivo dentro de los estándares de calidad, el sistema sanitario ha ido evolucionando, ampliando ó modificando sus prestaciones, de acuerdo a los avances científicos y al desarrollo tecnológico. Además, esta Ley obliga a establecer los requisitos mínimos para la aprobación y homologación de los centros y servicios, y a valorar, por parte de la Administración sanitaria, la seguridad, eficacia y eficiencia de las tecnologías relevantes para la salud y asistencia sanitaria.

La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), la Organización Mundial de la Salud (OMS) y el Comité Científico de las Naciones Unidas para el estudio de los efectos de las radiaciones ionizantes (UNSCEAR) recomendaron “fijar medidas fundamentales relativas a la protección radiológica de los pacientes y permitir mejorar la calidad y eficacia del acto radiológico médico, evitando exposiciones inadecuadas o excesivas, sin impedir el uso de radiaciones ionizantes en el plano de la detección precoz, diagnóstico o tratamiento de las enfermedades”. La Directiva 84/466/EURATOM, siguiendo estas recomendaciones estableció medidas fundamentales relativas a la protección radiológica de los pacientes, traspuestas a nuestra legislación en el Real Decreto 1132/1990, y el primer Real Decreto por el que se establecían los criterios de calidad en radiodiagnóstico, y los primeros valores de dosis de referencia para pacientes en las exploraciones más habituales (RD 2071/1995).

La cada vez mayor complejidad de los factores que influyen en la calidad asistencial requiere la actuación de equipos multidisciplinares, en los que la integración de la protección radiológica, es ya una realidad, no sólo para los trabajadores expuestos y miembros del público, sino también para el paciente en cuyo beneficio se centra toda la actividad asistencial y de investigación. Desde los So de Radiofísica y Protección Radiológica (SRFPR), se intenta dar respuesta a todos los aspectos físicos de los distintos procedimientos médicos con radiaciones ionizantes, así como a la protección radiológica en las exposiciones ocupacionales y médicas, siendo copartícipes del ambicioso proyecto que supone la asistencia sanitaria.

## PLANIFICACIÓN DE LA CALIDAD DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

El primer paso para un objetivo de calidad debe ser la planificación de la misma, así la calidad de la protección radiológica, tanto en exposiciones ocupacionales como

médicas, en el medio sanitario debe tener como principios:

**Verificación del objetivo.** El SRFPR debe tener un objetivo, examinarlo y definirlo claramente.

**Identificación de los clientes.** Usuarios reales y potenciales de las radiaciones ionizantes.

**Determinación de las necesidades de dichos usuarios.** Diferenciando entre las necesidades establecidas o expresadas por ellos, y las necesidades reales en materia de PR.

**Desarrollo del sistema de protección radiológica.** Basándose en una comprensión clara y detallada del usuario.

**Desarrollo del proceso,** de forma que éste sea capaz de satisfacer, prácticamente siempre, todos los objetivos

**Transferencia a las operaciones diarias.** La PR debe estar planificada dentro de la actividad asistencial del hospital.

Pero además los SRFPR deben tener como principios:

1. La consecución de la plena satisfacción de las necesidades y expectativas de la organización sanitaria.
2. El desarrollo de un proceso de mejora continua en todas las actividades llevadas a cabo.
3. El compromiso total del Jefe de Servicio de PR
4. La participación de todos los miembros de la organización.
5. Estar involucrado en el sistema de Calidad Total del hospital, colaborando en la consecución de la calidad asistencial.
6. La identificación y gestión de los procesos clave de la organización.

## CONTROL DE CALIDAD DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Como se ha dicho anteriormente el nivel 1 de calidad se debe establecer como la medida en que las propiedades de un bien o servicio cumplen con los requisitos establecidos en las normas o especificaciones técnicas. En este sentido la PR tiene bien establecidas las normas que debe cumplir en el medio sanitario, normas que se han ido actualizando en la legislación más reciente.

**Exposiciones ocupacionales y de la población** lo establecido en Directiva 96/29/EURATOM, traspuesta a la Legislación española en el Real Decreto 7783/2001 de 6 de Julio por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes (RPSRI), Real Decreto 1836/1999 de 3 de diciembre por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas y El Real Decreto 1891/1991 de 30 de diciembre sobre instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico.



**Exposiciones médicas** lo establecido en La Directiva 97/43/EURATOM que establece las medidas fundamentales relativas a la protección radiológica en exposiciones médicas, ya que incluye:

- La exposición de pacientes para su diagnóstico o tratamiento médico.
- La exposición de personas en la vigilancia de la salud de los trabajadores.
- La exposición de personas en programas de cribado sanitario.
- La exposición de personas sanas o de pacientes que participan voluntariamente en programas de investigación médica o biomédica, de diagnóstico o terapia.
- La exposición de personas como parte de los procedimientos médicos legales

Y también es de aplicación a:

- La exposición de personas que habiendo sido informadas y habiendo dado su consentimiento colaboran de manera independiente de su profesión en la ayuda y bienestar de personas que están sometidas a exposiciones médicas.

La trasposición de esta Directiva a la legislación española ha dado lugar a varios Reales Decretos por los que se establecen criterios de calidad, en radiodiagnóstico (Real Decreto 1976/1999), en Medicina Nuclear (Real Decreto 1841/1996), y en Radioterapia (Real Decreto 1566/1998). En ellos se requiere para que las instalaciones médicas dispongan de un Programa de Garantía de Calidad que asegure la protección radiológica del paciente desde tres vertientes: Control de calidad del equipamiento, protocolos clínicos, dosimetría al paciente, control de la calidad de imagen y de los procedimientos terapéuticos.

ICRP en su publicación 60 recomendaba introducir niveles de investigación para los procedimientos radiológicos más comunes. Este concepto aparece mas ampliamente recogido en su publicación 73, donde se explica su carácter no limitante, y su aplicación al valor medio de dosis obtenido en una muestra de pacientes estándar y no a un paciente individual. Así mismo se indica la necesidad de establecer un nivel inferior de investigación, ya que a veces una subexposición puede ocasionar una pérdida de información diagnóstica. Los controles dosimétricos y de calidad de imagen se han revelado a los largo de estos años como una herramienta muy útil para el control de calidad de las instalaciones de radiodiagnóstico y Medicina Nuclear

## ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

El Aseguramiento de la Calidad como segunda etapa de la calidad es una evolución del Control de Calidad, con el objetivo de prevenir la aparición de defectos, y garantizar un nivel continuo de calidad.

Según la Norma ISO el Aseguramiento de la Calidad es el conjunto de acciones planificadas y sistemáticas, implementadas en el Sistema de Calidad, que son necesarias para proporcionar la confianza adecuada de que un producto satisfará los requisitos dados sobre la calidad. Y el Sistema de Calidad es el conjunto de la estructura, responsabilidades, actividades, recursos y procedimientos de la organización de una empresa, que ésta establece para llevar a cabo la gestión de su calidad.

El sistema de calidad de la protección radiológica, debe incluir:

**El manual de calidad:** Que debe especificar la política de calidad necesaria para conseguir los objetivos de aseguramiento de la calidad de la PR. En él se debe describir la política de calidad, la estructura organizativa, la misión de todos los integrantes del Servicio en el logro de la Calidad, etc.

**El manual de procedimientos:** Que debe sintetizar los Procedimientos Operativos, que establezcan de modo detallado la forma de actuación y de responsabilidad de todos los implicados en la calidad de la PR.

Se deberían dedicar esfuerzos para que se dispusiera de Manuales de calidad y Manuales de Procedimientos consensuados entre todos los Servicios implicados en la calidad de la protección radiológica, para prevenir posibles errores en la aplicación de las normas. Además sería recomendable que los diferentes SRFPR consensasen también sus indicadores de calidad para que no aparecieran discrepancias, a veces fácilmente evitables, entre ellos.

Realizar controles de calidad no es un objetivo en sí mismo, debe completarse con la resolución de los fallos encontrados y el seguimiento del problema que les originó.

El aseguramiento de la calidad de la protección radiológica implica a todos los Servicios que de una u otra forma están relacionados con el cumplimiento de las normas de protección radiológica, y en este sentido se debe destacar la importancia de las Comisiones de Garantía de Calidad. Aunque la legislación sólo hace obligatoria la creación de la Comisión de Garantía de Calidad en Radioterapia, sería aconsejable que dicha Comisión también estuviese creada en Radiodiagnóstico y Medicina Nuclear como punto de encuentro de los diferentes

agentes implicados en la protección radiológica. En las investigaciones realizadas en los accidentes ocurridos en los últimos años en radioterapia o en radiología intervencionista, una de las conclusiones es que ha fallado el aseguramiento de la calidad, bien por falta de transmisión de información, de formación de los profesionales implicados, ó por no haber tenido delimitadas ciertas responsabilidades, etc.

Dada la complejidad del medio sanitario y de su organización, la experiencia está demostrando que los SR-FPR deben pertenecer a la organización sanitaria y tener una presencia continua en los hospitales, ya que de otra forma se dificulta la resolución de los problemas, y el seguimiento de los procesos de mejora.

### LA CALIDAD TOTAL DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Esta etapa incluye las dos anteriores más la mejora continua y el cumplimiento con las exigencias de los usuarios. Por tanto la calidad total de la PR implica:

**Orientar la organización hacia los diferentes Servicios.** Tal y como se ha explicado en la planificación de la PR, es necesario conocer las expectativas que respecto a la PR se tiene en los diferentes Servicios usuarios de radiaciones ionizantes. Se debe superar la idea de que la Protección radiológica es responsabilidad única del SRFPR, y trabajar para que todos los Servicios implicados asuman su grado de responsabilidad.

**Ampliar el concepto de usuario.** A otros Servicios que sin ser usuarios de RI, están implicados en mayor o menor grado con las actuaciones en materia de PR: Mantenimiento, Electromedicina, Informática, etc....

**Establecer análisis de coste-beneficio.** Este aspecto es útil en para los proyectos de mejora de la calidad. Pero su evaluación debe centrarse en las necesidades y expectativas en materia de PR, teniendo en cuenta que la calidad cuesta, pero es más cara la no-calidad. La cuantificación económica es quizás más difícil en el medio sanitario que en otros, hay aspectos en la actividad asistencial que no se pueden cuantificar, y por tanto se debe realizar en términos de obtener soluciones que aporten los mayores beneficios para el sistema sanitario en relación a la inversión realizada, más que en buscar las soluciones más baratas.

**El sistema de prevención.** La mayor eficiencia se ob-

tiene estableciendo un sistema de prevención de errores, más que por un sistema de detección y corrección. Este aspecto debe estar recogido en los programas de garantía de calidad de los procedimientos, de forma que vaya reduciéndose la necesidad de realizar acciones de control, lo que se traduciría en una disminución de los costes.

**Potenciar el factor humano.** El objetivo es que todas las personas implicadas en la protección radiológica, tanto desde el punto de vista de exposiciones ocupacionales como médicas estén motivadas con su participación. Para ello es necesario que dispongan de formación suficiente, que hasta la fecha, a parte de la establecida por la normativa, era muy desigual y dependía de los diferentes centros. En este sentido merece destacarse la obligatoriedad de formación en materia de protección radiológica para los médicos internos residentes de un amplio abanico de especialidades, que se ha hecho efectiva a partir de este año.

**Mejora permanente.** La Calidad de la PR debe ser un objetivo más del Sistema de Salud dentro de sus planes de mejora continua, adaptándose siempre a las necesidades y expectativas del mismo.

Dentro del concepto de mejora continua debe considerarse la auditoría, en este sentido sí que la PR en exposiciones ocupacionales está sometida a las inspecciones del CSN, que pueden detectar fallos en los procedimientos y contribuir a la mejora de la calidad. Sin embargo en PR en exposiciones médicas se echa en falta el desarrollo de algunos aspectos de la normativa, y la realización de auditorias que contribuirían a asegurar la calidad de la protección radiológica en los procedimientos clínicos con radiaciones ionizantes.

### CONCLUSIONES

Las dos primeras etapas de la calidad de la protección radiológica parecen estar ya implantadas de forma generalizada en el medio sanitario, sin embargo todavía quedan actuaciones a realizar para la consecución de la calidad total. Este debe ser el objetivo que marque las actuaciones a realizar en el futuro, de forma que se garantice a largo plazo, el crecimiento y la rentabilidad de la protección radiológica en un medio tan complejo como el sanitario, pero que requiere los máximos estándares de calidad.



**SPC**

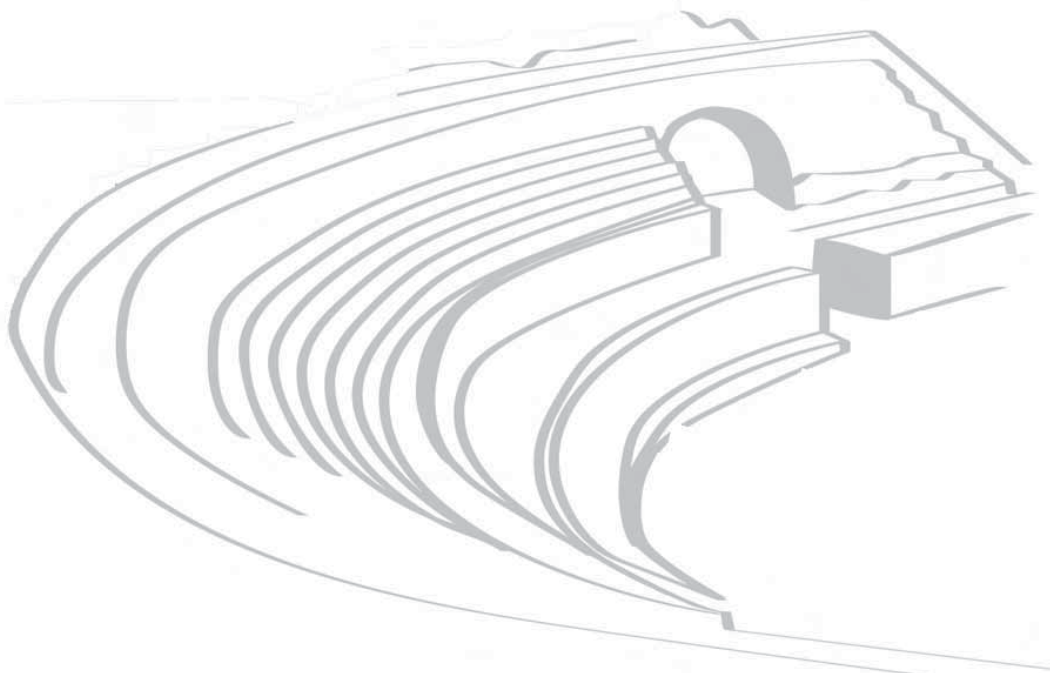
**PRESENTACIONES PÓSTER**

# DOSIMETRÍA E INSTRUMENTACIÓN

**Miércoles 19 de septiembre de 2007**

**16:45 - 17:30**

Coordinadores: **M<sup>a</sup> Antonia López** (CIEMAT) y  
**Eduardo Gallego** (UPM)



# EVALUACIÓN DE EQUIPOS DE AUTORADIOGRAFÍA ELECTRÓNICA UTILIZADOS EN LA INVESTIGACIÓN BIOMÉDICA

I. Rafecas<sup>1</sup>, C. Benito<sup>1</sup>, A. Jiménez<sup>1</sup>, A. Navarro-Sabaté<sup>1</sup>, A. Munté<sup>2</sup>, C. Sánchez<sup>1</sup>.

<sup>1</sup>. Protecció Radiològica. Universitat de Barcelona. <sup>2</sup>. Parc Científic de Barcelona

## INTRODUCCIÓN

En los últimos años, en el ámbito de la investigación biomédica, se ha producido una migración de la autorradiografía con película radiográfica hacia la detección de nuestras radiactivas planas mediante pantallas de fósforos fotoestimulables, comparable pues a la evolución de la radiografía computerizada<sup>1</sup> (CR). El principio de funcionamiento es el mismo que en CR, pero cambia la fuente de radiación ionizante, que en lugar de tratarse de la emisión de un tubo de rayos X, es la radiación ionizante emitida por radionucleidos marcadores de muestras biológicas en formato plano (geles, membranas, etc).

La pantalla sensible (*Image plate*) adquiere una imagen latente de la muestra marcada al mantenerse ambas en contacto un cierto tiempo (exposición), gracias a su capacidad de almacenar la energía de la radiación incidente en forma de electrones que pasan a un nivel excitado de la red cristalina. Posteriormente se puede obtener la imagen digital mediante el barrido con láser del equipo de lectura (escaneado o lectura). Dicho láser provoca la desexcitación de los electrones anteriormente mencionados, emitiendo una señal luminosa que es transformada por el tubo fotomultiplicador (PMT) en señal eléctrica y cuantificada por un conversor analógico-digital. Antes de cada uso las pantallas deben ser sometidas a un proceso de borrado de la señal residual, mediante un accesorio del equipo que emite luz de alta intensidad.

El uso de este sistema de autorradiografía mediante pantallas fosforescentes frente a las películas fotográficas ofrece una serie de ventajas, así por ejemplo no requieren de revelado químico ni manipulación en una sala oscura; las pantallas son reutilizables; el rango dinámico lineal es mucho más amplio y permite el tratamiento y cuantificación directa de la imagen digital.

El objetivo de este trabajo preliminar ha sido realizar una caracterización de un sistema de autorradiografía electrónica utilizado en investigación biomédica, así como una primera aproximación a la evaluación del estado de varios de estos sistemas, actualmente en uso en

centros de investigación biomédica del Grupo Universidad de Barcelona.

## MATERIALES Y MÉTODOS

### *Equipos de autorradiografía electrónica:*

Equipos Molecular Dynamics modelos Storm<sup>TM</sup> 840, Typhoon<sup>TM</sup> 8600 y Typhoon<sup>TM</sup> Trio.

Equipos BioRad modelos Molecular Imager<sup>TM</sup> FX y Molecular Imager<sup>TM</sup> FX Pro Plus.

*Pantalla de fósforo fotoestimulable:* Kodak<sup>TM</sup> Storage Phosphor Screen GP, SO-230 (BaFBr:Eu formulation) de 20x25 cm.

### *Fuentes planas marcadas:*

Se han utilizado dos tipos de fuentes marcadas. Por un lado fuentes planas de referencia calibradas de 10x10 cm marcadas con <sup>241</sup>Am (4,588 kBq), <sup>14</sup>C (3,733 kBq), <sup>90</sup>Sr/<sup>90</sup>Y (7,437 kBq) y <sup>60</sup>Co (3,770 kBq) respectivamente (Isotope Products). Así como una fuente plana de verificación con una superficie total de 20x20 cm, marcada con <sup>14</sup>C solamente en zonas concretas, formando diferentes objetos de test, visibles al haber sido realizadas con la solución marcada coloreada, de actividad desconocida.

En todos los casos se ha utilizado una misma pantalla de fósforo fotoestimulable, realizando los ciclos de borrado correspondientes. Las exposiciones se han realizado manteniendo la fuente en contacto con la pantalla bajo un peso uniforme de 2,5 kg, puesto que el formato de las fuentes empleadas no permite su exposición dentro de los cassettes convencionales. En cuanto a las lecturas se han realizado seleccionando en los equipos una resolución de 200  $\mu$ m (tamaño de píxel). Las medidas se han realizado por triplicado.

Con el fin de comprobar la capacidad de detección de diferentes tipos de emisiones radiactivas (partículas  $\alpha$ , partículas  $\beta$  y radiación  $\gamma$ ) se expusieron fuentes planas de referencia de baja actividad (del orden de 0,1  $\mu$ Ci), marcadas con <sup>241</sup>Am, <sup>14</sup>C, <sup>90</sup>Sr/<sup>90</sup>Y y <sup>60</sup>Co, respectivamente, a la pantalla sensible durante 10 minutos, procediéndose a continuación a su lectura en uno de los equipos Typhoon<sup>TM</sup> 8600.



Utilizando el mismo equipo de lectura se realizaron las lecturas correspondientes a exposiciones a diferentes tiempos de exposición (de 3 min a 64 h) de la placa de verificación con objetos de test marcada con  $^{14}\text{C}$ . Se procedió a la cuantificación de las cuentas netas obtenidas en el objeto constituido por el rectángulo central (3x3 cm) de la fuente, permitiendo establecer la relación cuentas netas-tiempo de exposición, así como el tiempo mínimo de exposición que permitiría obtener una imagen de suficiente calidad para realizar controles rutinarios del estado de los equipos mediante dicha fuente de verificación. El patrón de bandas laterales de la misma fuente también permite la observación de la resolución espacial del sistema. Adicionalmente, el software de cuantificación de estos sistemas dispone de una herramienta que permite obtener una gráfica de dicho patrón de bandas a ambos lados de la imagen.

Una vez establecido un tiempo mínimo de exposición de 10 minutos se analizó la respuesta de diferentes equipos de autorradiografía electrónica en uso en centros de investigación biomédica del Grupo Universidad de Barcelona. Para ello se cuantificó la tasa de cuentas netas de la fuente plana de referencia de  $^{14}\text{C}$  en los siete equipos indicados, cuya relación con la actividad conocida de la fuente permite la obtención de un factor de respuesta (FR) para cada uno de los equipos en las mismas condiciones. Sin embargo cabe indicar que, según la información de ambos fabricantes<sup>2,3</sup>, dichas cuentas son unidades arbitrarias y por tanto no son coincidentes entre ambos fabricantes.

Asimismo se analizaron las imágenes obtenidas en todos los equipos tras la exposición de la fuente de verificación durante 10 minutos. La aplicación de los respectivos factores de respuesta de cada equipo permitió obtener una estimación de la actividad de su rectángulo central, que era desconocida.

Para comprobar la posible pérdida de señal al diferir la lectura después de finalizada la exposición, se expuso la fuente de verificación durante 1 h y se realizó su lectura a diferentes tiempos post-exposición.

Finalmente se procedió a la comprobación de la degradación de la imagen obtenida tras exponer la fuente de verificación a placas de fósforo fotoestimulable desgastadas por el uso, que mostraban a simple vista signos de deterioro, como coloraciones o "aguas", pero se desconocía hasta que punto ello podía influir en su funcionalidad.

## RESULTADOS

Los resultados confirman la capacidad de los sistemas de autorradiografía electrónica para detectar los radionu-

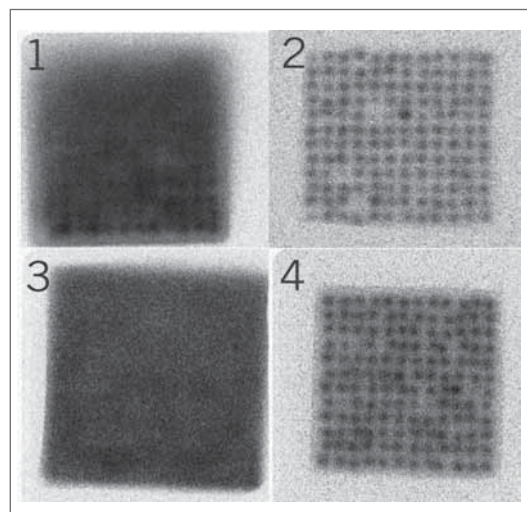


Figura 1. Imágenes de la exposición durante 10 min de fuentes planas de referencia de 10x10 cm marcadas con: 1)  $^{241}\text{Am}$ , 2)  $^{14}\text{C}$ , 3)  $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$  y 4)  $^{60}\text{Co}$ . Equipo Typhoon 8600

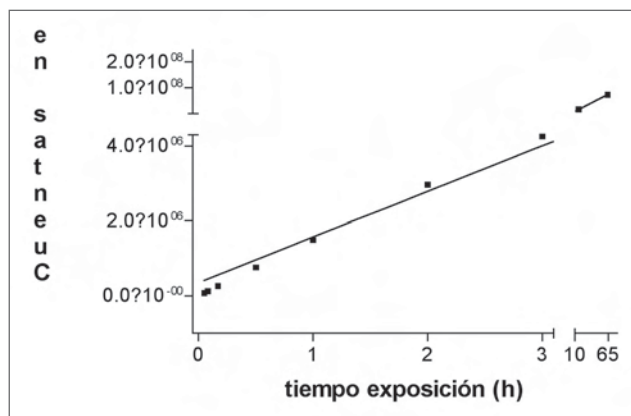


Figura 2. Relación de la respuesta de detección con el tiempo de exposición de la placa de verificación con  $^{14}\text{C}$  (rectángulo central). Equipo Typhoon 8600.

cleidos indicados, con una actividad del orden de 37 Bq/cm<sup>2</sup> y tiempos de exposición cortos (10 minutos), como se muestra en la *Figura 1*, en la que también se pone de manifiesto la falta de uniformidad de algunas fuentes certificadas.

En la *Figura 2* se muestra la linealidad de la respuesta ( $R^2= 0,9997$ ) en los tiempos de exposición ensayados, obtenida en uno de los equipos Typhoon<sup>TM</sup> 8600. A pesar que la linealidad se mantiene incluso para tiempos de exposición de 3 y 5 min, se apreció que la calidad de la imagen no es satisfactoria, por lo que se estableció



Tabla 1. Características de los equipos de autorradiografía electrónica utilizados y sus factores de respuesta, obtenidos en exposiciones de 10 min de la fuente plana de referencia de  $^{14}\text{C}$ . \*: Datos no disponibles

Equipo	Láser nm	PMT (V)	FR <sub>10</sub> ± sem (%)
<b>Typhoon™</b>			
Trio	633	700	79,8 ± 7,7
8600 (B)	633	750	79,3 ± 6,9
8600 (P1)	633	750	56,8 ± 2,9
8600 (P2)	633	750	31,5 ± 1,9
Storm	635	667	4,24 ± 0,2
<b>Molecular Imager™</b>			
FX-ProPlus	532	lowest	3,15 ± 0,1
FX	635	*	5,48 ± 0,1

que el tiempo mínimo de exposición de la placa de verificación es de 10 min.

El factor de respuesta para  $^{14}\text{C}$  obtenido para cada uno de los equipos en exposiciones de 10 min (FR<sub>10</sub>) se presenta en la *Tabla 1*, donde puede observarse una gran dispersión de los valores de dicho factor, no solo entre ambos fabricantes, sino entre los equipos de un mismo fabricante. Uno de los factores, aunque no el único, que podría influir es la diferencia de potencial aplicada al tubo fotomultiplicador (PMT). En la misma *Tabla 1* se muestran algunas características de los equipos.

En la *Figura 3* se muestra la imagen obtenida de la fuente de verificación en exposiciones de 10 min (a) y 16 horas (b). A continuación se puede observar la gráfica obtenida con el patrón de bandas laterales de dicha fuente de verificación, de la que se puede inferir una resolución espacial del sistema de 0,7 pl/mm.

La cuantificación del rectángulo central de la fuente de verificación mostrada anteriormente, de imágenes obtenidas en los diferentes equipos y aplicando los correspondientes factores de respuesta (FR<sub>10</sub>), permite una estimación de actividad de  $^{14}\text{C}$  contenida en dicho rectángulo, como se detalla en la *figura 4*.

Por otro lado, a partir de los datos de la *Figura 2* (excluyendo los valores correspondientes a exposiciones de 3 y 5 min), se observa que el FR varía según el tiempo de exposición (*Figura 5*).

La pérdida de información tras la exposición de la fuente de verificación durante una hora, mediante la comparación del valor de lectura del rectángulo central, al diferir dicha lectura hasta dos horas después de finalizada la exposición no es muy importante, aunque hay

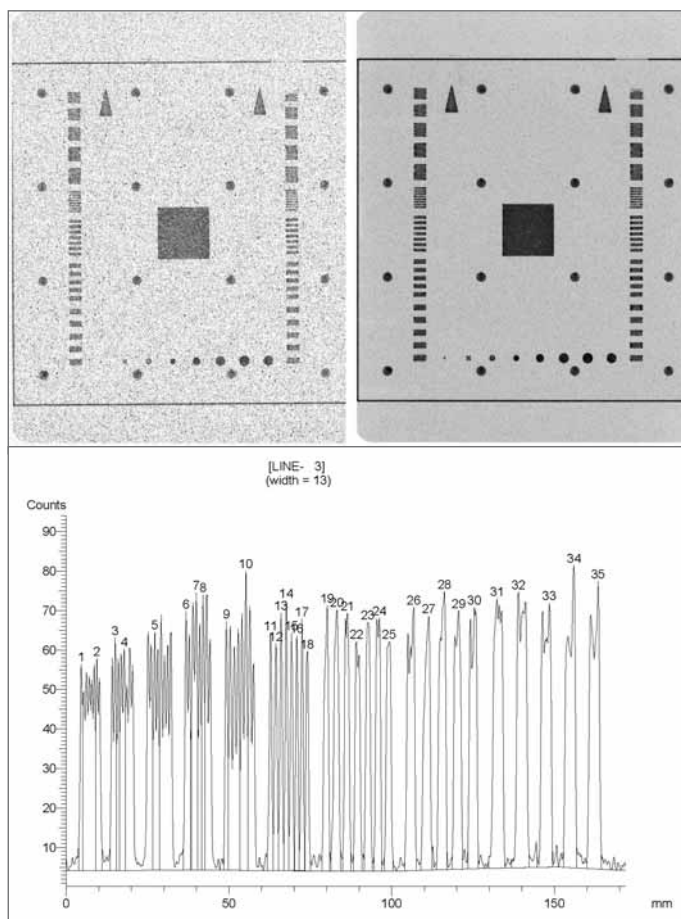


Figura 3. En el panel superior imágenes de la fuente de verificación en exposiciones de 10 min y 16 h y en el panel inferior gráfica del patrón de bandas laterales. Equipo Typhoon 8600

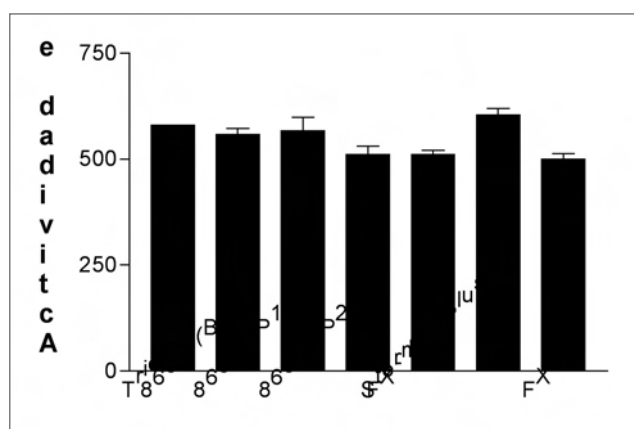


Figura 4. Actividad estimada correspondiente al rectángulo central de la fuente de verificación ( $^{14}\text{C}$ ), a partir de los factores de respuesta (FR<sub>10</sub>) obtenidos para cada equipo (tiempos de exposición de 10 min).



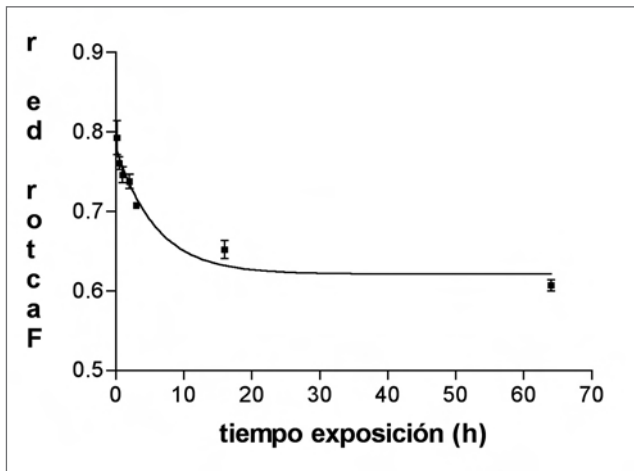


Figura 5. Variación del FR del equipo Typhoon 8600 en función del tiempo de exposición.

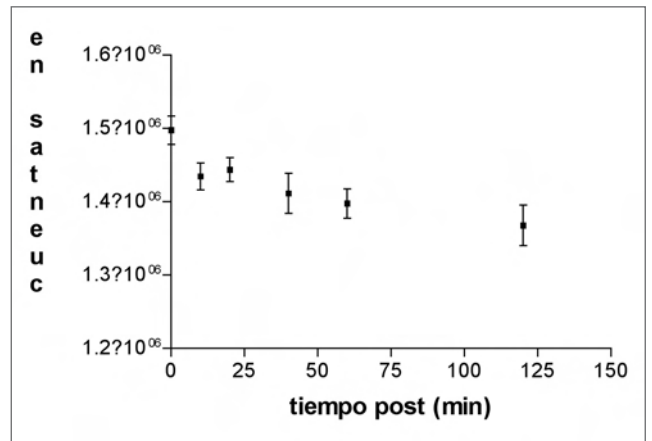


Figura 6. Variación de la respuesta al diferir la lectura 10, 20, 40, 60 y 120 min tras finalizar una exposición de 1 hora de la placa de verificación (rectángulo central). Equipo Typhoon 8600

una cierta dispersión de los datos, tal como se aprecia en la gráfica de la *Figura 6*.

A continuación (*Figura 7*) se muestran las imágenes obtenidas de la placa de verificación con dos pantallas de fósforo fotoestimable diferentes: la utilizada habitualmente (a) y una pantalla deteriorada (b), donde se aprecia la afectación de la imagen obtenida.

## DISCUSIÓN

El presente trabajo ha permitido, por una parte, caracterizar diferentes parámetros asociados a un equipo de autorradiografía electrónica, representativo de los sistemas utilizados en centros de investigación biomédica, como es el equipo Typhoon™ 8600. En concreto se ha comprobado su capacidad de detección de diferentes radionucleidos<sup>2,3</sup> en fuentes planas con una actividad superficial del orden de 37 Bq/cm<sup>2</sup> con tiempos de exposición de tan solo 10 minutos. Centrándonos en la detección de <sup>14</sup>C, un emisor de partículas beta de baja energía, se ha comprobado la linealidad de la respuesta con el tiempo de exposición; no obstante, para tiempos cortos de exposición (inferiores a 10 h), el factor de respuesta del equipo disminuye con el tiempo de exposición, estabilizándose para tiempos más largos de exposición (*Figura 5*). En las condiciones analizadas el tiempo transcurrido desde la finalización de la exposición hasta que se efectúa la lectura no es crítico, en el sentido que más de un 90% de la señal permanece dos horas después de la exposición.

Por otra parte, una vez establecidas las condiciones óptimas de exposición (tiempo mínimo de exposición de

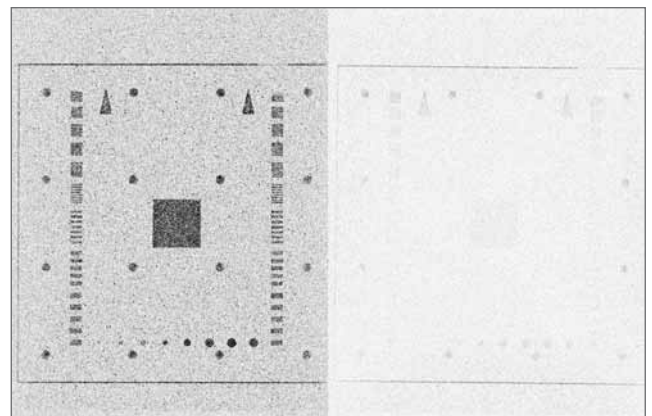


Figura 7. Imágenes de la placa de verificación con a) la pantalla control y b) una pantalla deteriorada. Equipo Molecular Imagen FX.

10 minutos), se han comparado las respuestas de diferentes marcas y modelos de equipos de autorradiografía (*tabla 1 y figura 4*). En todos los casos se obtienen estimaciones consistentes de la actividad en un área definida marcada con <sup>14</sup>C (rango 53-64 Bq/cm<sup>2</sup>), observándose sin embargo diferencias significativas en la actividad estimada (Bq) entre el equipo FX-ProPlus respecto su homónimo FX, el Storm y el Typhoon™ 8600(P2), sugiriendo que dichas diferencias están más relacionadas con características intrínsecas (ajustes) de cada equipo, que no con diferencias entre marcas y modelos.

## CONCLUSIONES

Se ha puesto de manifiesto la conveniencia de utilizar la fuente plana de <sup>14</sup>C de verificación con objetos de

test, por su robustez estructural y la rapidez y facilidad de realización de las medidas, para la verificación periódica del funcionamiento de los equipos de autorradiografía y su constancia en el tiempo. Ello también permitiría comprobar el estado de las pantallas, que al reutilizarse pueden verse deterioradas con el uso. El sistema, además de su principal aplicación en la medida de muestras biológicas en formato plano<sup>4</sup>, también podría ser aplicable a la cuantificación de la contaminación en superficies planas de poca extensión, como suelos o superficies de trabajo, permitiendo la obtención de un mapa de distribución localizada de dicha contaminación.

## REFERENCIAS

1. Hernando I., Torres R. *Características, ventajas y limitaciones de los sistemas de adquisición digital de imágenes radiográficas*. Informática y Salud 2004; 45: 45-53.
2. Manual "Quantity One" v 4.2 Bio-Rad *Technical Service Department*. Bio-Rad Laboratories, Inc. Alfred Nobel Drive, Hercules, CA 94547.
3. Manual "ImageQuant" v 5.2 *Molecular Dynamics. General Electric Healthcare. 800 Centennial Avenue, Piscataway, NJ 08855-1327*.
4. Anemiya, Y., Miyahara, J. *Imaging plate illuminates many fields*. Nature 1988; 336: 89-90.



# SISTEMA PARA LA CARACTERIZACIÓN DINÁMICA DE EMISORES DE FOTONES DE BAJA ENERGÍA EN GRANDES SUPERFICIES

J.C. Sáez, E. Correa, C. Sancho, D. Burgos

CIEMAT, Madrid

## INTRODUCCIÓN

En los últimos años se ha evidenciado la necesidad de disponer de datos radiológicos de calidad en la caracterización de amplias zonas y estructuras que pudieran estar afectados por la presencia de radionucleidos naturales o artificiales<sup>(1)</sup>. El desarrollo de nuevos detectores de radiación, de electrónicas digitales de pequeño tamaño y de los sistemas de posicionamiento geográfico vía satélite con precisión submétrica suponen importantes avances que permiten obtener gran cantidad de información radiológica de buena calidad y en tiempos muy razonables de adquisición.

La Unidad de Recuperación de Terrenos Radiológicamente Contaminados (URTRC) del CIEMAT ha diseñado y puesto en marcha el sistema DINARAD para la medida dinámica de emisores gamma que permite la caracterización radiológica rápida e exhaustiva de terrenos con presencia de emisores gamma tanto naturales (series de Uranio y Torio) como generados por el hombre (<sup>60</sup>Co, <sup>137</sup>Cs, <sup>241</sup>Am).

En su primera aplicación, DINARAD se ha adaptado para la determinación de la concentración de actividad de <sup>241</sup>Am en los primeros 15 cm de suelo basándose en la detección directa de los fotones de baja energía (20-100 keV).

## COMPONENTES DEL SISTEMA DINARAD

El sistema DINARAD se compone de los siguientes elementos:

- Hasta cuatro detectores de radiación distintos junto con su electrónica digital y accesorios de uso.
- Un sistema de posicionamiento geográfico diferencial (DGPS) con precisión submétrica.
- Un ordenador personal portátil.
- Programa DINARAD desarrollado por la URTRC en colaboración con TECNASA y que se apoya en programas de espectrometría gamma comerciales.
- Programa comercial de espectrometría gamma para la configuración de detectores, adquisición de datos y su análisis.





Figura 1: Sistema DINARAD configurado para su uso a pie con un detector de NaI:TI de 7.5x7.5 cm, un detector FIDLER, el equipo DGPS con su antena y el ordenador portátil



Figura 2: Sistema DINARAD configurado para su uso en un carro con un detector de NaI:TI de 7.5x7.5 cm, un detector FIDLER, el equipo DGPS con su antena y el ordenador portátil

En la actualidad, DINARAD se ha desarrollado apoyándose en el programa Genie-2000 de Canberra Industries y por ello el sistema admite las electrónicas digitales Inspector-2000 y UniSpec del mismo fabricante (UniSpec requiere emplear la versión 3.0b o posteriores de Genie-2000).

Los tipos de detectores a emplear dependen de la finalidad de la medida, debiendo así mismo definir la geometría de la misma. Se puede utilizar cualquier tipo de detector compatible con las electrónicas mencionadas pero debido a su velocidad de respuesta y suficiente capacidad espectrométrica normalmente se emplean detectores de centelleo de NaI:TI cilíndricos de distintos tamaños (desde 2.5x2.5 cm hasta 10x10 cm) o incluso detectores especiales como el FIDLER (acrónimo de 'Field Instrument for Detection of Low Energy Radiation') específicamente diseñado para la detección de las emisiones de rayos X y gamma de  $^{239}\text{Pu}$  o  $^{241}\text{Am}$ .

En aplicaciones que requieran mayor resolución energética en los espectros se pueden emplear los nuevos detectores de centelleo de Bromuro de Lantano (LaBr3) o detectores de semiconductor de Germanio o Silicio. No obstante, estos detectores son normalmente menos eficientes que los detectores de NaI:TI y, en general, necesitarán más tiempo de integración para cada medida.

El sistema DGPS proporciona precisión submétrica en tiempo real gracias a la corrección de los errores mediante sistemas diferenciales de doble frecuencia (OmniStar o Starfire). El equipo facilita los datos en formato NMEA (Datum WGS84) a través de puertos serie a los que se puede acoplar dispositivos Bluetooth que permiten la comunicación inalámbrica con el ordenador portá-

til. Estos sistemas requieren portar una pequeña antena a una altura aproximada de 2 m por lo que generalmente la antena se monta en un vástago ligero de aluminio o fibra de carbono.

Tanto las electrónicas como el DGPS se conectan a un ordenador portátil a través de puertos USB para la gestión de la información. En el caso de emplear electrónicas UniSpec, la conexión USB sirve además para suministrar la energía a la electrónica, no siendo necesario emplear baterías adicionales. El DGPS y la electrónica Inspector-2000 cuentan con su propia alimentación a través de baterías recargables.

Los detectores pueden montarse en un soporte regulable en altura y el resto de componentes se pueden disponer en una mochila de modo que pueden ser portados por una sola persona si el peso del sistema y la dificultad y tamaño del terreno así lo permiten (Figura 1).

Si la extensión del terreno a caracterizar y el estado del terreno lo permite, se pueden montar los componentes de DINARAD en un carro especialmente adaptado para este uso (Figura 2), de modo que simplemente tenga que empujarse el carro a la velocidad deseada (normalmente entre 0.5 y 1.0 m·s<sup>-1</sup>).

Los detectores, las electrónicas y el equipo DGPS son configurados y controlados con ayuda de un programa desarrollado en Visual Basic por la URTRC y la firma TECNASA. El programa controla continuamente la recepción y la calidad de las medidas registradas, emitiendo una serie de señales acústicas que indican si el funcionamiento es correcto o si existe algún problema que requiera la atención del operador. Esto permite que

una sola persona pueda efectuar las medidas sin más que portar los detectores en el soporte adecuado y atendiendo a las señales acústicas, sin necesidad de observar constantemente la pantalla del ordenador y pudiendo centrar toda su atención en el recorrido a efectuar con plena seguridad.

En la parte derecha de la pantalla (Figura 3), el programa muestra un panel fijo con la información geográfica (coordenadas geográficas y UTM, datos de calidad de la recepción GPS) y radiológica (contaje y tasa de dosis para cada detector) relativa al último periodo de medida. También se incluye una barra desplegable de valores que permiten calificar las medidas con una marca especial para su posterior análisis.

En la parte izquierda de la pantalla el usuario dispone de 3 pestañas que puede seleccionar en cualquier momento. En la pantalla 'Mapa' se puede seleccionar una imagen JPEG debidamente calibrada para que durante las medidas aparezca el recorrido realizado (Figura 3).

En cualquier momento se pueden consultar los resultados de las últimas 10-15 medidas sin más que pulsar la pantalla 'Detectores' (Figura 4), en cuya parte superior aparecen los parámetros de funcionamiento de cada detector y seguidamente se muestra una parrilla con los resultados en cuentas por segundo en cada una de las hasta 6 ventanas que se pueden definir para cada instrumento. La pantalla 'GPS' ofrece los detalles de los cálculos de transformación entre coordenadas geográficas y UTM.

El programa guarda automáticamente cada uno de los espectros recogidos en cada detector y genera un fichero de texto con los resultados de las medidas efectuadas. Con un programa auxiliar, se puede reproducir cualquiera de los recorridos efectuados e incluso variar las ventanas definidas en cada detector de modo que se pueden efectuar análisis alternativos a los inicialmente configurados.

## APLICACIÓN A LA MEDIDA DE EMISORES GAMMA DE BAJA ENERGÍA

El objetivo del empleo de DINARAD en esta aplicación fue posibilitar el control radiológico mediante barridos de la superficie con objeto de determinar la concentración de actividad superficial de  $^{241}\text{Am}$ , facilitando los resultados en tiempo real. El barrido se efectuó manteniendo el detector entre 5 y 10 cm del suelo y avanzando a una velocidad aproximada de  $0.5 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ . Para ello se dotó al sistema con un detector FIDLER de NaI:TI de 127 mm de diámetro y 1.7 mm de espesor más un detector de centelleo NaI:TI de 7.5x7.5 cm, ambos conectados a sondas electrónicas UniSpec.

El equipo FIDLER se calibró para obtener información sobre la concentración de actividad de  $^{241}\text{Am}$  en los prime-

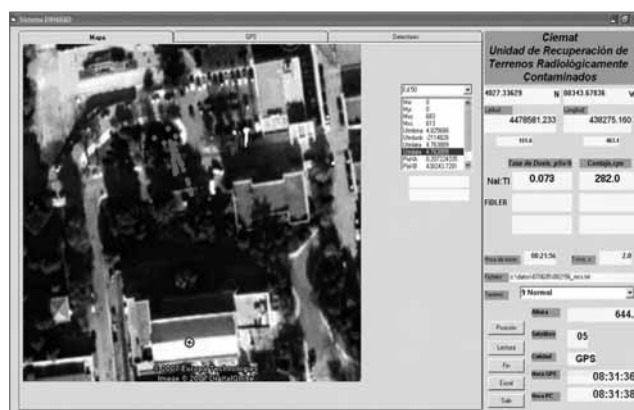


Figura 3: Pantalla del programa DINARAD donde se muestra el recorrido efectuado y los datos de la última medida realizada

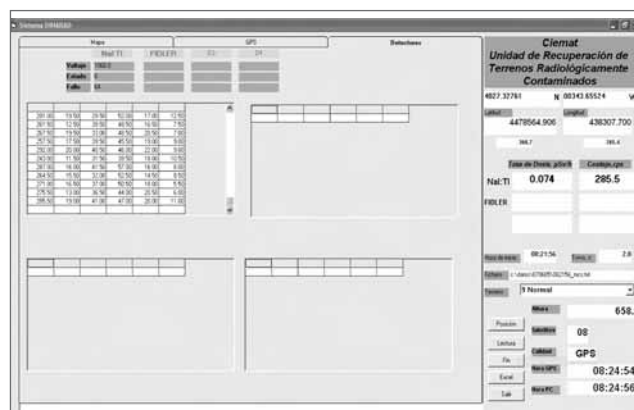
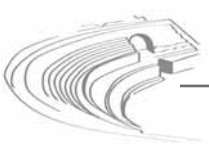


Figura 4: Pantalla del programa DINARAD donde se muestran los resultados de los contajes en cada ventana en cuentas por segundo

ros 15 cm de suelo. La concentración de actividad mínima detectable (AMD) para un tiempo integrado de medida de 2 s es del orden de  $0.3 \text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ . El detector de centelleo NaI:TI de 7.5x7.5 cm se empleó para adquirir información sobre los otros radionucleidos que puedan estar presentes en el terreno estudiado, en particular los nucleidos naturales  $^{40}\text{K}$  y las cadenas naturales del Uranio y del Torio. La calibración de este detector se efectúa mediante el programa de calibración matemática In Situ Object Calibration Software (ISOCS) de Canberra Industries.

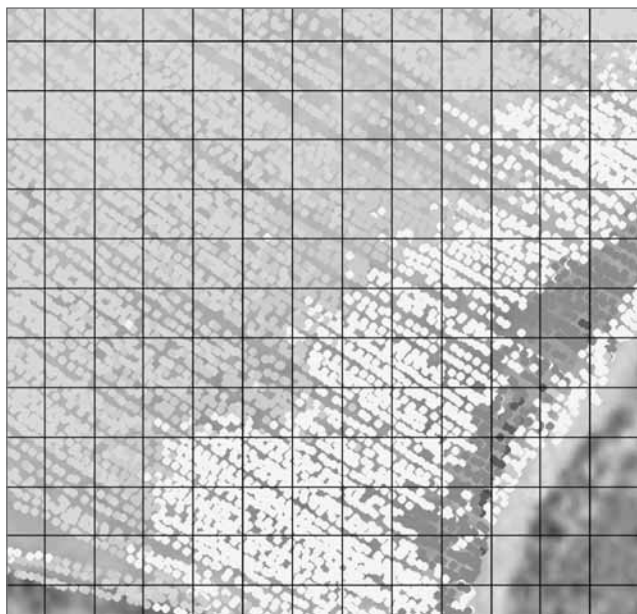
Hay que mencionar que normalmente en cada escenario la presencia de  $^{241}\text{Am}$  está vinculada a la presencia de isótopos de Plutonio, en particular  $^{239}\text{Pu}$  en una relación casi constante y que por tanto se puede emplear la determinación de  $^{241}\text{Am}$  obtenida con DINARAD para estimar la concentración de isótopos de Plutonio que resultan difícilmente detectables en las medidas de campo, requiriendo el diseño de un muestreo de suelos, la prepa-



ración de las muestras mediante técnicas radioquímicas y el análisis mediante espectrometría alfa secuencial.

La *figura 5* muestra un ejemplo de medidas efectuadas con este sistema registrando los datos cada 2 s, lo que proporciona aproximadamente un dato experimental por cada metro lineal recorrido y definiendo pasillos de aproximadamente 0.5 cm de anchura. La figura ilustra claramente la capacidad del instrumento para proporcionar una información radiológica exhaustiva de gran calidad apreciándose el paulatino y gradual cambio en el patrón de la presencia de  $^{241}\text{Am}$  en este terreno. También se ilustra la capacidad de la técnica para detectar de actividad singular ('puntos calientes').

La *figura 6* muestra un ejemplo de las medidas de la concentración de actividad de  $^{214}\text{Bi}$  registradas por el detector de NaI:TI en la ventana centrada en 609 keV. Esta medida está directamente relacionada con la presencia de isótopos descendientes del  $^{238}\text{U}$  que forma parte de la cadena natural del Uranio. Las medidas se efectuaron en líneas separadas entre sí de unos 20-25 m. La figura muestra claramente que los mayores valores se producen en los viales de la población, en tanto que las parcelas y campos sin explotar muestran valores muy bajos. Ello se debe a la utilización de material de relleno o asfaltos cuyos contenidos en Uranio natural son mayores que los terrenos locales.



*Figura 5: Resultados de un barrido superficial con el sistema DINARAD en un terreno de aproximadamente 75x60 m (4500 m<sup>2</sup>). La escala muestra la concentración medida de  $^{241}\text{Am}$  en los primeros 15 cm de suelo, creciendo desde el azul hasta el rojo (unidades arbitrarias). La rejilla mostrada es de 5x5 m*

## CONCLUSIONES

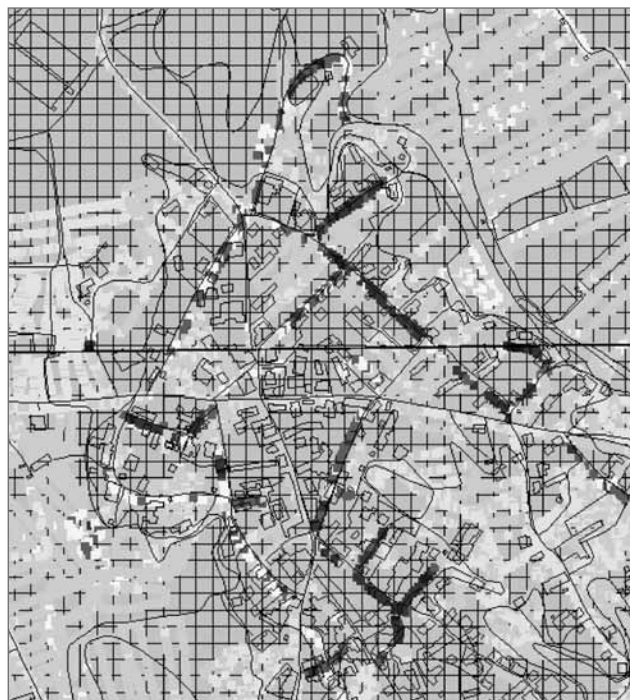
El sistema DINARAD se propone como un instrumento muy útil para la rápida caracterización radiológica de amplias superficies con presencia de radionucleidos naturales y artificiales que son emisores de rayos X y Gamma. Se prevé que su aplicación en el desmantelamiento de instalaciones, remediación y restauración resulte de gran interés en cada una de las fases de esos procesos.

## AGRADECIMIENTOS

Los autores quieren expresar su reconocimiento a la firma TECNASA S.L. y en particular a D. Carlos Pérez por su dedicación e interés en el desarrollo de DINARAD.

## REFERENCIAS

1. Interstate Technology & Regulatory Council (ITRC). *Real-time measurement of radionuclides in soil: technology and Case studies*. RAD-4. Washington D.C., ITRC, Real-time radionuclide team. [www.itrcweb.org](http://www.itrcweb.org), EEUU, 2006.



*Figura 6: Resultados de un barrido superficial con el sistema DINARAD en un terreno de aproximadamente 500x600 m (30 Ha). La escala muestra la concentración medida de  $^{214}\text{Bi}$  en el suelo, creciendo desde el azul hasta el morado (unidades arbitrarias). La rejilla mostrada es de 25x25 m.*

# MÉTODO ALTERNATIVO PARA LA DETERMINACIÓN DE ACTIVIDAD DE PU, MEDIANTE ESPECTROMETRÍA DE FOTONES DE BAJA ENERGÍA

D. Burgos

CIEMAT, Madrid

## MOTIVACIÓN

La caracterización radiológica detallada de terrenos contaminados con plutonio, plantea la necesidad de realizar determinaciones de Pu en suelos, en un número muy elevado de muestras.

Los métodos tradicionales de análisis de Pu ( $\alpha$ ) (Pu-238, Pu-239 y Pu-240) mediante espectrometría alfa, presentan a este respecto importantes inconvenientes:

- La cantidad de muestra que se analiza esta muy limitada.
- Requieren la aplicación de laboriosos procedimientos analíticos, relativamente lentos y caros.

La Unidad de Recuperación de Terrenos Radiológicamente Contaminados (URTRC) del CIEMAT, ha desarrollado un método alternativo para la determinación de actividad de Pu ( $\alpha$ ) en suelos, en el rango de las concentraciones másicas de actividad que se manejan para determinar las zonas de intervención (5-10 Bq/g).

El método pretende ser una alternativa eficaz, rápida y sencilla, para evaluar la contaminación de Pu ( $\alpha$ ) en suelos. La manipulación que se realiza sobre las muestras es mínima, lo que reduce drásticamente el tiempo de análisis y favorece la protección de los trabajadores implicados en las operaciones.

## FUNDAMENTO Y LIMITACIONES DEL MÉTODO

El método se basa en la detección de fotones de baja energía emitidos por la muestra. LEPS (Low Energy Photon Spectrometry). Debido a que las líneas de emisión gamma de los isótopos considerados tienen una intensidad absoluta muy baja, el método se centra en el análisis de las emisiones de rayos X que tienen su origen en el reordenamiento de los electrones de la corteza atómica, posteriores a la desintegración alfa. Los rayos X que se emiten son pues característicos del núcleo descendiente, en nuestro caso el uranio.

El propio fundamento del método impone determinadas restricciones en la evaluación de la actividad de Pu ( $\alpha$ ).

Las energías de los rayos X emitidos por los descendientes del Pu-238, Pu-239 y Pu-240 (respectivamente

U-234, U-235 y U-236), son todas ellas iguales, por lo que a través de su detección no podemos diferenciar el isótopo del Pu ( $\alpha$ ) del que se trate. Debido además a que las intensidades absolutas de emisión no son iguales para todos los isótopos considerados, Pu-238, Pu-239 y Pu-240, la evaluación de actividad total es dependiente del contenido isotópico de la muestra.

Esta limitación inherente al método implica una incertidumbre en el resultado final, asociada al desconocimiento del contenido isotópico de la muestra. Sin embargo dicha incertidumbre puede ser aceptable y asumida, dependiendo del objetivo de la medida.

Esta incertidumbre se elimina o se reduce, en función de la información que podamos aportar sobre el contenido isotópico de Pu ( $\alpha$ ) en la muestra. Información que se puede obtener por diferentes conductos: datos históricos, análisis de espectrometría alfa realizado en otras muestras similares, etc.

## VENTAJAS E INCONVENIENTES

Dos son los principales problemas con los que nos encontramos:

### 1.-Complejidad de los espectros de RX:

Las emisiones de RX no son líneas monoenergéticas. Constituyen distribuciones energéticas que se pueden aproximar por funciones de Lorentz de la forma:

$$f(x) = \frac{\Gamma}{2\pi} \frac{1}{(x-x_0)^2 + \left(\frac{\Gamma}{2}\right)^2}$$

Se caracterizan por un parámetro  $\Gamma$  que representa la anchura natural de la emisión ( $x_0$  es el centroide).

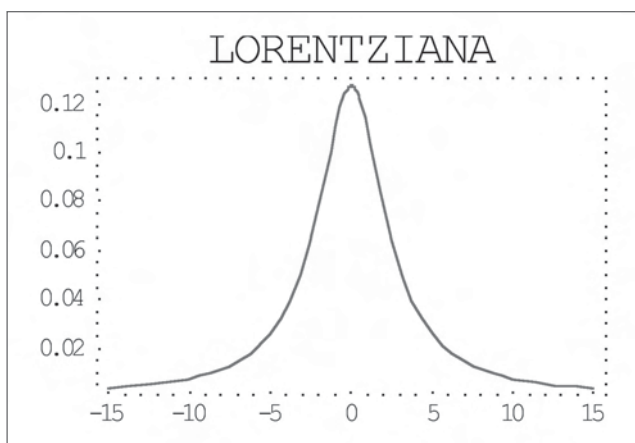
Estas distribuciones se transforman en el espectro experimental en funciones de Voigt, que son el resultado de convolucionar la distribución de Lorentz, con una gaussiana, función ésta que caracteriza la respuesta del sistema de detección ante una distribución monoenergética.

Contribuye a la complejidad del espectro el hecho de que haya muchas emisiones de rayos X correspondientes al U, de intensidad comparable (y baja), a energías relativamente muy próximas: 13.442 keV, 13.618 keV,



15.400 keV, 15.727 keV, 16.410 keV, 16.577 keV, 17.068 keV, 17.222 keV, 17.454 keV, 20.169 keV, 20.487 keV, 20.715 keV, 20.844 keV.

Además las emisiones de rayos X del Np-237 descendiente del Am-241 presente en las muestras, producen picos en el espectro experimental que se solapan con los producidos por los RX del uranio, creando interferencias complicadas.



## 2.-La gran absorción que presentan las emisiones de rayos X de bajas energías (entre 13 y 21 keV), principalmente en la propia muestra.

Pese a ser esta característica un problema, estas absorciones no son comparables a las que se producen para las partículas alfa emitidas por el Pu. Este último aspecto es el responsable de que los métodos de análisis de muestras de suelos mediante espectrometría  $\alpha$ , sean tan laboriosos y pesados. Hay que extraer el contaminante de la muestra, aislarlo y depositarlo adecuadamente distribuido (homogéneamente y en una capa prácticamente superficial) para su posterior medición.

### Debemos sacar partido de esta ventaja que supone la utilización de las emisiones de rayos X, respecto a las emisiones de partículas alfa.

La principal consecuencia que supone esta ventaja de los rayos X respecto a las partículas alfa, es que nos permite realizar sobre la muestra un tratamiento mínimo previo a la medida. Tratamiento que solo consistente en el secado y el cribado de la tierra antes de depositarla en un recipiente adecuado para su medición.

Por otro lado, las propias características de las emisiones tienen al mismo tiempo sus aspectos positivos:

**-Las bajas energías con las que se trabaja, hace que el predominio de la interacción fotoeléctrica sea claro** respecto al resto de interacciones posibles, interacción Compton y scattering coherente. Esto hace que sea re-

lativamente fácil desarrollar expresiones analíticas para las eficiencias de detección de los distintos detectores y valorar las contribuciones de los distintos procesos que pueden influir en los espectros experimentales.

**-Energías muy próximas presentan eficiencias de detección similares y se atenúan de forma similar.**

## OBJETIVO DEL TRABAJO

El objetivo específico de este trabajo es evaluar, mediante el análisis del espectro experimental correspondiente y la aplicación del método de análisis desarrollado, la razón de actividades Pu-239/Am-241, en muestras preparadas en laboratorio y compararlo con el valor real conocido.

Para ello se han preparado 10 muestras consistentes en frotis de celulosa, donde se han depositado diferentes actividades de Pu-239 y Am-241 en distintas proporciones, desde 0.6 hasta 9.

El caso elegido es el más sencillo ya que el soporte material de las muestras preparadas, garantiza condiciones de muy baja autoatenuación. En estas condiciones, el test sobre el método desarrollado consiste en determinar su potencialidad para analizar espectros de rayos X en las condiciones especificadas y concretamente para discriminar las contribuciones provenientes del Pu-239 y del Am-241.

## ANÁLISIS DE LOS ESPECTROS DE RX.

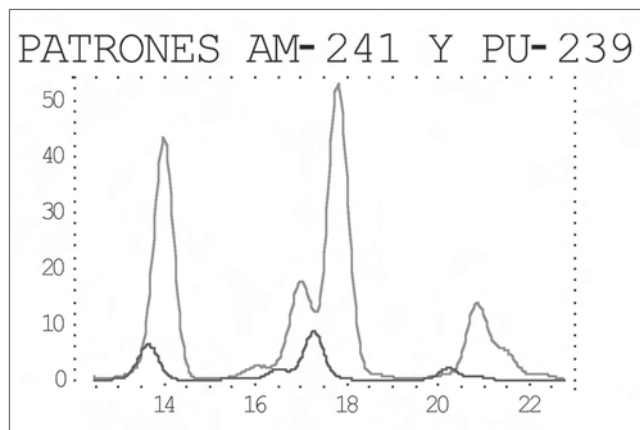
El procedimiento con el que se han analizado los espectros de RX es muy sencillo. Se basa en que la respuesta del sistema de detección (espectro) es lineal respecto a las fuentes a las que está expuesto.

El espectro que se obtiene exponiendo el detector, durante un intervalo de tiempo, a un conjunto de fuentes, es la suma de los espectros que se obtienen exponiendo el detector a cada una de las fuentes por separado, el mismo intervalo de tiempo. A estos efectos se considera el fondo radiactivo como una fuente más.

Como los contaminantes que consideramos son muy limitados, (solo Pu-239 y Am-241) podemos obtener espectros "patrón" para cada uno de los contaminantes. Para ello exponemos el detector a dos fuentes de actividad conocida. Primero a una de Pu-239 y luego a otra de Am-241. Es fundamental que la geometría y posición de estas fuentes sean iguales en los dos casos. De este modo podemos obtener, restando convenientemente la contribución del fondo, dos espectros patrón normalizados a un determinado tiempo y a una actividad de 1 Bq.



Como las emisiones de rayos X asociadas a la presencia de Pu-239 provienen del uranio (Z=92) y las del Am-241 provienen del Np-237 (Z=93), los picos del espectro patrón en este ultimo caso están ligeramente desplazados hacia la región de mayor energía, tal y como se aprecia en la siguiente figura.



Bajo la hipótesis de que en las muestras medidas el Pu-239 esté homogéneamente mezclado con el Am-241, resulta que la forma (el perfil) del espectro es específica del cociente de actividades Pu-239/Am-241. Determinando ésta, obtenemos el valor de la razón de actividades Pu-239/Am-241. Este valor, en condiciones de muy baja atenuación, es además independiente de la geometría de la muestra.

Determinamos la razón de actividades Pu-239/Am-241 ajustando el espectro experimental a una combinación del espectro patrón de Am-241, del espectro patrón de Pu-239 y del espectro de fondo, de la forma:

Espectro =

a Espectro patrón normalizado de Am-241 +

b Espectro patrón normalizado de Pu-239 +

c Espectro patrón normalizado de fondo

La razón de actividades de Pu-239/Am-241 viene entonces dada por el cociente  $b/a$ .

### MEDIOS UTILIZADOS

Se ha utilizado un detectores de Ge ultrapuro, especialmente indicado para un rango de energía amplio BEGe (Broad energy). Posee una adecuada resolución energética para analizar las emisiones de rayos X. (FWHM = 445 eV para 5.9 keV, FWHM = 650 eV para 122 keV).

El detector lleva asociada una electrónica digital (Inspector 2000) para conseguir una gran estabilidad en el desplazamiento lateral de los espectros.

Para la adquisición de datos se ha utilizado el programa GENIE2000 (3.1). Para el análisis de los espectros se ha utilizado el código Matemática (4.0).

Se han preparado además 10 frotis con los siguientes valores de actividad de Am-241 y Pu-239:

	Am-241(Bq)	Pu-239 (Bq)	Pu-239/Am-241
F1	11.75	6.98	0.59±0.01
F2	12.64	12.43	0.98±0.02
F3	42.32	8.14	0.19±0.01
F4	58.49	14.45	0.25±0.01
F5	22.23	7.31	0.33±0.02
F6	11.28	22.53	2.00±0.15
F7	8.57	33.54	3.9±0.4
F8	9.64	58.50	6.1±0.7
F9	7.72	66.29	8.6±1.1
F10	50.59	434.20	8.6±1.1

### RESULTADOS OBTENIDOS

A continuación se muestran los resultados obtenidos.

	Pu-239/Am-241
F1	0.62
F2	0.93
F3	0.23
F4	0.29
F5	0.33
F6	2.06
F7	3.89
F8	6.21
F9	8.82
F10	9.05

### CONCLUSIONES

La concordancia de los resultados es aceptable para el objetivo perseguido por la medida.

Debemos tener en cuenta que en muestras de suelos la atenuación se puede reducir sustancialmente diseñando una geometría de medida extendida de espesores muy reducidos.

Los resultados obtenidos muestran la utilidad del método desarrollado, no solo en el caso de aplicación a suelos contaminados, sino también al desmantelamiento de instalaciones en donde se manipuló plutonio, ya que los rangos de actividad que se deben determinar son similares a los del caso anterior.



# CAMBIO DE TRAZABILIDAD EN EL LABORATORIO DE REFERENCIA GAMMA EN NIVELES DE PROTECCIÓN DEL LABORATORIO DE METROLOGÍA DE RADIACIONES IONIZANTES DEL CIEMAT

C. García-Mulas, R. Villanueva, A.M. González y A. Brosed

*Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes, CIEMAT*

## INTRODUCCIÓN

Desde 1996 el Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes (LMRI) del CIEMAT actúa como laboratorio asociado al Centro Español de Metrología (CEM), siendo depositario de los Patrones Nacionales de la magnitud kerma en aire. Los laboratorios de calibración en niveles de protección para haces externos de radiación gamma son inevitablemente de carácter secundario y el Laboratorio de referencia gamma en niveles de protección (IR14-B), perteneciente al LMRI del CIEMAT no es una excepción, siendo, en consecuencia, la trazabilidad una característica esencial y básica.

Desde el año 1983 hasta la actualidad, el laboratorio IR14-B estaba trazado en la energía del  $^{137}\text{Cs}$  al National Physical Laboratory (NPL) y en la energía del  $^{60}\text{Co}$  a la Oficina Internacional de Pesas y Medidas (BIPM). En estos casi 25 años, solamente hubo un cambio de referencia que se efectuó en noviembre de 1994. En lo que sigue se describe el cambio de trazabilidad, en ambas energías  $^{137}\text{Cs}$  y  $^{60}\text{Co}$  al laboratorio alemán, Physikalisch Technische Bundesanstalt (PTB).

## INSTRUMENTACIÓN

Se dispone de dos irradiadores independientes, uno de los cuales contiene dos fuentes de 0,85 TBq y 8,5 GBq de  $^{137}\text{Cs}$ , y dos fuentes de  $^{60}\text{Co}$  de 35 GBq y 0,31 GBq de actividades al 31-12-06. Este irradiador tiene estructura de revólver con cinco posiciones bien definidas, cuatro para las fuentes que aloja y una quinta de seguridad en la que ninguna fuente queda alineada con el canal de irradiación. Este irradiador dispone de un colimador fijo de  $13^\circ$  de ángulo nominal de apertura y de otro adicional móvil que permite delimitar el campo en un ángulo nominal de  $7^\circ$ . El otro irradiador contiene una sola fuente de 57 TBq de  $^{137}\text{Cs}$  al 31-12-06 y dispone de un colimador fijo de ángulo nominal de  $7^\circ$ .

Ambos irradiadores están dotados de obturadores de accionamiento neumático cuyo tiempo de apertura

puede ser establecido a voluntad del operador, ya sea manualmente, ya sea durante un tiempo prefijado en un selector digital. Para la colocación de los equipos a calibrar, o dosímetros a irradiar, se dispone de una bancada de posicionado de diez metros de longitud, construida de material ligero, sobre la que se desplaza un carro gobernado por control remoto.

Los haces de  $^{137}\text{Cs}$  se calibraron originariamente mediante la cámara patrón secundaria NE 2551/1 N° serie 002 (3,5 l) y el electrómetro NE 2550. En la actualidad y desde 1996 se utiliza un electrómetro NE 2590 A N° serie 476. Este conjunto se ha calibrado en diferentes ocasiones en el NPL (1982, 1985, 1991, 1993 y 1997), manteniendo la trazabilidad entre fechas de calibración a través de medidas periódicas de estabilidad, con la fuente de  $^{241}\text{Am}$  incorporada al equipo. Los haces de  $^{60}\text{Co}$  se calibraron mediante la cámara Shonka n° de serie 346 y el sistema de referencia de medida de corriente basado en la balanza de Townsend. La cámara Sonka se calibró en diferentes ocasiones en el BIPM (1979, 1983, 1991, 1999 y 2004).

En el año 2004 el LMRI decidió cambiar la trazabilidad de su laboratorio IR14B, y se calibró el Patrón Nacional de carácter secundario, cámara NE 2551/1 N° serie 002 y electrómetro NE 2590 A N° serie 476 en el PTB en las energías del  $^{60}\text{Co}$  y  $^{137}\text{Cs}$ . Para acomodarse a las diferentes secciones rectas de los haces en el intervalo de 1m a 10 m se emplearon adicionalmente las cámaras NE 2575 N° serie 227 (605 cm<sup>3</sup>) y NE 2530 N° serie 487 (35 cm<sup>3</sup>). Ambas cámaras, con el concurso de un electrómetro PTW UNIDOS 10001 N° serie 10910, se calibraron internamente frente al conjunto patrón en unidades de kerma en aire para las dos energías  $^{137}\text{Cs}$  y  $^{60}\text{Co}$ .

## RESULTADOS

### 1.- Haces de radiación a calibrar

Puesto que el irradiador multifuente dispone de un colimador fijo de  $13^\circ$  y de otro móvil que permite delimitar

Tabla 1. Coeficiente de calibración del conjunto cámara NE 2530 y electrómetro PTW UNIDOS 10001 frente a la cámara patrón NE 2551 y electrómetro NE 2590 A para diferentes haces de radiación.

Haz de radiación	Distancia de calibración (m)	Coeficiente de calibración Gy/C	ks	Modo de medida	Escala de calibración
$^{137}\text{Cs}$ - 57 TBq	3,5 y 4	$8,529 \cdot 10^5$	1,0007	Corriente Integrada	Medium
$^{137}\text{Cs}$ - 0,85 TBq	1,25 - 1,50 y 1,75	$8,545 \cdot 10^5$	1,0006	Carga	High
$^{60}\text{Co}$ - 35 GBq	1,25 - 1,50 y 1,75	$8,34710^5$	1,0006	Carga	High

Tabla 2. Coeficiente de calibración del conjunto cámara NE 2575 y electrómetro PTW UNIDOS 10001 frente a la cámara patrón NE 2551 y electrómetro NE 2590 A para diferentes haces de radiación.

Haz de radiación	Distancia de calibración (m)	Coeficiente de calibración Gy/C	ks	Modo de medida	Escala de calibración
$^{137}\text{Cs}$ - 8,5 GBq	1,00	$4,963 \cdot 10^4$	1,0041	Carga	High
	1,25	$4,992 \cdot 10^4$	1,0031	Carga	High
	1,50	$5,010 \cdot 10^4$	1,0026	Carga	High
$^{60}\text{Co}$ - 0,31 GBq	1,00	$4,895 \cdot 10^4$	1,0019	Carga	Low
	1,25	$4,937 \cdot 10^4$	1,0017	Carga	Low
	1,50	$4,940 \cdot 10^4$	1,0016	Carga	Low

el campo a un ángulo de  $7^\circ$ , el cambio de trazabilidad en el laboratorio supone la recalibración de 9 haces de irradiación:

- $^{60}\text{Co}$  - 0,31GBq -  $13^\circ$  y  $^{60}\text{Co}$  - 0,31GBq -  $7^\circ$
- $^{60}\text{Co}$  - 35 GBq -  $13^\circ$  y  $^{60}\text{Co}$  - 35 GBq -  $7^\circ$
- $^{137}\text{Cs}$  - 0,85 TBq -  $13^\circ$  y  $^{137}\text{Cs}$  - 0,85 TBq -  $7^\circ$
- $^{137}\text{Cs}$  - 8,5 GBq -  $13^\circ$  y  $^{137}\text{Cs}$  - 8,5 GBq -  $7^\circ$
- $^{137}\text{Cs}$  - 57 TBq

Los haces de  $^{60}\text{Co}$  - 0,31 GBq se han calibrado de 0,85 m a 5 m debido a la escasa cuantía de la tasa de kerma en aire en distancias superiores, en las que la corriente de fugas del conjunto de medida suponía correcciones superiores a 3%. En el resto de los haces la calibración se ha llevado a cabo desde 0,85 m hasta 10 m.

## 2.- Calibración interna de las cámaras NE 2530 y NE 2575

Se han calibrado dos cámaras de diferentes volúmenes para poder medir en las diferentes secciones rectas de los haces en el intervalo de 1 m a 10 m.

Tanto el valor del kerma en aire de referencia obtenido con la cámara patrón, como la corriente recogida de las cámaras a calibrar se corrigen a columna de aire nulo, es decir, por la atenuación aparente producida por el aire interpuesto entre la fuente y el punto de referencia.

Además, la determinación del kerma en aire en el seno de aire debe corregirse por las razones de los factores de corrección de efecto tallo, saturación e inhomogeneidad radial del CIEMAT y PTB, y por supuesto, por las razones de escala.

En las *tablas 1 y 2* se indican para cada uno de los haces, las distancias a las que se han llevado a cabo las calibraciones, los valores de los coeficientes de calibración y los factores de corrección por saturación obtenidos. La incertidumbre típica de los coeficientes de calibración es de 0,7 % ( $k=1$ ).

## 3.- Calibración de los haces de radiación

Los pasos a seguir en la calibración de los diferentes haces de radiación han sido los siguientes:

Determinación de la corrección por el tiempo de apertura y cierre de los dos irradiadores para conocer el tiempo efectivo de medida. Los valores obtenidos son: Para el monofuente de  $-0,06 \text{ s} \pm 0,04 \text{ s}$  y para el multifuente  $-0,34 \text{ s} \pm 0,04 \text{ s}$ , ambos con  $k=1$ .

Determinación del valor de la tasa de kerma en aire en el seno de aire en:

- 13 puntos a lo largo del eje del haz de radiación en los haces de  $^{60}\text{Co}$  - 0,31 GBq, desde 0,85 m de la cara anterior de la fuente hasta 5 m de la misma.
- 19 puntos a lo largo del eje del haz de radiación en el resto de los haces, desde 0,85 m de la cara anterior de las fuentes hasta 10 m.

Se ha obtenido la tasa de kerma en aire para cada uno de los puntos corrigiendo la corriente procedente de la cámara de ionización a las condiciones climáticas de referencia, por las razones de factores de corrección de saturación, efecto tallo, y a columna de aire nulo, es decir, para cada haz y punto, la atenuación y dispersión producida por el aire interpuesto entre la cara anterior de las fuentes y el punto de referencia.



El valor de la tasa de kerma en aire obtenida para cada punto se refiere a la fecha de 0,00 h del 1 de enero de 2007.

Se ha verificado que se cumple la ley del cuadrado de la distancia para todos los haces, eliminando del ajuste los puntos que presentan contribución excesiva de dispersos, como pueden ser los puntos de 0,85 m y 10 m, por su proximidad a los colimadores y a la pared de fondo del Laboratorio

Una vez eliminados los puntos que presentan contribución excesiva de dispersos, se puede obtener de forma aproximada el valor de la fuente virtual puntual para cada uno de los haces.

Se obtiene para cada uno de los haces el valor del coeficiente de atenuación másico aparente, el cual tiene en cuenta la atenuación y dispersión del haz, que desde luego no tiene porqué parecerse a un haz de pincel fino.

Con el valor del coeficiente de atenuación másico aparente se vuelve a comprobar los pasos anteriores hasta encontrar una convergencia. Se trata pues de un proceso iterativo, en el que como resultado final obtenemos para cada haz el valor de la posición de la fuente virtual puntual y su coeficiente de atenuación másico aparente.

En estas condiciones, se puede encontrar una o dos ecuaciones para cada uno de los haces que relacionen el valor de la tasa de kerma en aire con la distancia monitor, con la fecha y con la columna de aire nulo existente entre la cara anterior de la fuente y el punto de referencia de cualquier medidor, monitor o dosímetro. La obtención de éstas ecuaciones se lleva a cabo minimizando las diferencias entre los valores experimentales y los valores obtenidos en el ajuste. En todos los casos estas diferencias no superan el 0,2 %.

#### 4.- Valoración del cambio de trazabilidad

Una vez calibrados cada uno de los 9 haces de radiación es importante valorar el cambio de referencia que ha supuesto la nueva trazabilidad.

En la *tabla 3* se indican para cada uno de los haces, el rango de medida en kerma en aire en el seno de aire, la incertidumbre en la determinación de la magnitud y el cambio de referencia que supone en % con respecto al valor anterior del laboratorio.

En general puede decirse, que el cambio relativo en la magnitud kerma en aire y en todas sus magnitudes derivadas empleadas en el laboratorio, ha supuesto un incremento de 2,3 % en la energía del  $^{137}\text{Cs}$  y de 1,1 % en la energía del  $^{60}\text{Co}$ . Las incertidumbres típicas de las diferentes magnitudes no han experimentado un cambio significativo.

Tabla 3. Rango de medida en kerma en aire (mGy/h) en cada uno de los haces de irradiación y cambio de referencia que ha supuesto la nueva trazabilidad

Haz	Actividad GBq	Colimador	Rango de medida $\dot{K}_{\text{air}}$ (mGy/h)	Incertidumbre (k=2) %	Cambio en la referencia %
$^{60}\text{Co}$	35	13°	1,3 10 <sup>-1</sup> - 17,4	1,2	1,1
$^{60}\text{Co}$	35	7°	1,3 10 <sup>-1</sup> - 17,4	1,4	1,1
$^{137}\text{Cs}$	8,5	13°	9,3 10 <sup>-3</sup> - 1,23	1,4 (1 m a 7 m) 2,0 (7 m a 10 m)	2,3
$^{137}\text{Cs}$	8,5	7°	9,0 10 <sup>-3</sup> - 1,23	1,4 (1 m a 7 m) 2,0 (7 m a 10 m)	2,4
$^{137}\text{Cs}$	850	13°	1,0 - 138,3	1,4	2,2
$^{137}\text{Cs}$	850	7°	1,0 - 138,5	1,4	2,3
$^{137}\text{Cs}$	5,7 10 <sup>4</sup>		3,1 10 <sup>1</sup> - 4,2 10 <sup>3</sup>	1,4	2,1

Conviene señalar que buena parte de la cuantía que ha supuesto el cambio de trazabilidad puede proceder de la diferencia de valores de los coeficientes de calibración del conjunto patrón, suministrados por el NPL en 1997 y el PTB en 2004.

#### CONCLUSIONES

- El cambio en la trazabilidad al PTB en las energías del  $^{137}\text{Cs}$  y  $^{60}\text{Co}$  ha supuesto en el Laboratorio de referencia gamma en niveles de protección del CIEMAT, un cambio en la referencia de todas las magnitudes dosimétricas de + 2,3% en la energía del  $^{137}\text{Cs}$  y de + 1,1 % en la energía del  $^{60}\text{Co}$ .
- La incertidumbre del laboratorio no ha experimentado una variación significativa al cambiar de trazabilidad.
- El cambio definitivo de trazabilidad se efectuará el 1 de octubre de 2007.

#### REFERENCIAS

1. ISO 4037. X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy.  
**Part 1: Radiation characteristics and production methods** (1996)  
**Part 2: Dosymetry for radiation protection over the ranges 8keV to 1,3 MeV and 4 MeV to 9 MeV** (1997).  
**Part 3 : Calibration of area and personal dosimeters and the measurement of their response as a function of energy and angle of incidence. Internation al Organization for Standardization.** Ginebra. (1999).

# ESTUDIO DE LA RESPUESTA ENERGÉTICA DE DOSÍMETROS PERSONALES DE ANILLO BASADOS EN ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7\text{:Cu}$

A.M. Romero, R. Rodríguez, A. Delgado

CIEMAT, Madrid

## INTRODUCCIÓN

El Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes<sup>(1)</sup> establece, para los trabajadores expuestos (TE), un límite anual de dosis equivalente en extremidades (manos, antebrazos, pies y tobillos) de 500 mSv. Por lo tanto, en los casos en que, debido a las condiciones de trabajo o a la naturaleza de las fuentes radiactivas, exista riesgo de exposición parcial o no homogénea del organismo, se utilizan dosímetros localizados conjuntamente con el dosímetro corporal. Las manos son una de las extremidades que con más frecuencia están expuestas a recibir dosis significativas en el caso de trabajadores involucrados en la producción de fuentes radiactivas, el tratamiento de residuos radiactivos y algunas prácticas médicas como la fluoroscopia, la radiología intervencionista o la preparación y administración de radiofármacos.

Aunque no es infrecuente que las dosis localizadas en manos estén cercanas a los límites legalmente establecidos, en la práctica, la dosimetría de extremidades no está sometida al mismo control y regulación que la dosimetría corporal y, ni siquiera en la normativa internacional<sup>(2)</sup>, se establece un nombre para la magnitud en la que debe expresarse la dosis en extremidades.

El Servicio de Dosimetría Personal Externa del CIEMAT, en adelante SDPE, realiza mensualmente el control dosimétrico de unos doscientos TE con dosímetro de anillo para la evaluación de la dosis equivalente en manos. Aprovechando que el chasis de anillo utilizado habitualmente ha sido sustituido por un nuevo modelo que presenta menos problemas de apertura accidental, se ha realizado un estudio de la respuesta energética de los dosímetros de LiBO siguiendo las recomendaciones de la norma ISO 12794:2000<sup>(2)</sup> "Individual thermoluminescence dosimeters for extremities and eyes" para comprobar que el nuevo dosímetro es conforme a la norma.

Este trabajo presenta los resultados del estudio así como una revisión de la problemática de la dosimetría de extremidades en general, incluyendo aspectos como los procedimientos de calibración, la influencia en la do-

sis de la necesaria esterilización de los dosímetros en algunas aplicaciones médicas, la alta probabilidad de contaminación o la problemática de algunos materiales en los que el límite de detección es cercano al nivel de registro establecido en España (0,10 mSv/mes).

## INSTRUMENTACIÓN

El dosímetro de extremidades del SDPE del CIEMAT consiste en un detector termoluminiscente (TL) de  ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7\text{:Cu}$ , modelo UD-807 de la firma Panasonic, que se introduce en un chasis en forma de anillo. El material TL es especialmente apropiado para la dosimetría de extremidades debido a su equivalencia a tejido ( $Z_{\text{ef}}=7,4$ ) y a su sensibilidad: dos veces superior a la del TLD-100. El modelo de chasis de anillo que tradicionalmente venía empleándose en rutina en el SDPE (anillo de color blanco en la *Figura 1*) ha sido recientemente sustituido por un nuevo modelo (anillo de color amarillo en la *Figura 1*) que presenta características de estanqueidad más apropiadas que el anterior y cuya apertura accidental es más difícil con lo que se disminuye la frecuencia de caídas y/o pérdidas involuntarias del detector. Este nuevo chasis, fabricado en Eastar Copolyester DN011, aporta al detector una filtración de 82 mg/cm<sup>2</sup>.

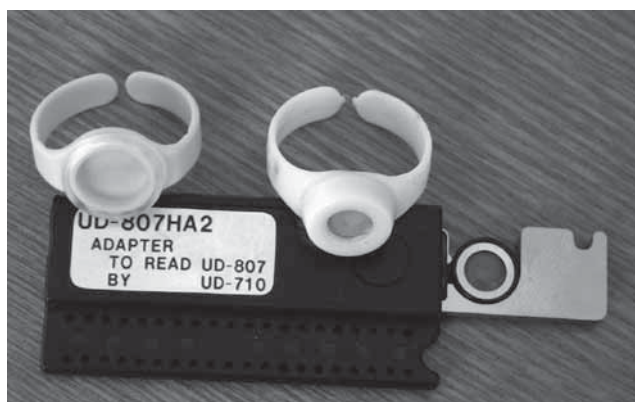


Figura 1: Dosímetro UD-807, chasis de anillo y adaptador para lectura automática



Los dosímetros se procesan en el lector automático Panasonic modelo UD-710A mediante calentamiento óptico del material con lámpara de tungsteno y haciendo uso de adaptadores especiales para su lectura automática (Figura 1).

La calibración del sistema de lectura se realiza anualmente en el *Laboratorio de Referencia Gamma en Niveles de Protección del CIEMAT*, irradiando los detectores con fuente de <sup>137</sup>Cs, en condiciones de equilibrio electrónico, y haciendo uso del maniquí ISO de PMMA en forma de cilindro sólido de 19 mm de diámetro.

El primer ensayo realizado fue la irradiación simultánea de dosímetros en ambos tipos de chasis de anillo y en condiciones de calibración, comprobándose la independencia del factor de calibración respecto del modelo de chasis empleado.

### ESTUDIO DE LA RESPUESTA ENERGÉTICA

La norma ISO 12794:2000<sup>(2)</sup> establece los procedimientos de ensayo y los criterios de aceptabilidad para la caracterización de los dosímetros personales de extremidades y de cristalino.

En lo que se refiere a la respuesta energética para radiación fotónica, la norma establece que la respuesta de los dosímetros irradiados con fotones en el rango energético comprendido entre 15 keV y 3 MeV, no variará más del ± 50%.

Para probar que los dosímetros cumplen con este requisito, la norma indica que los dosímetros sean irradiados a una dosis de 10 mSv utilizando al menos las siguientes calidades de referencia:

- Grupo 1: 15,8 keV,
- Grupo 2: en el rango entre 30 y 40 keV
- Grupo 3: en el rango entre 80 y 100 keV
- Grupo 4: <sup>137</sup>Cs o <sup>60</sup>Co

Para cada grupo, debe verificarse que:

$$0,5 \leq \frac{\bar{E}_i \pm I_i}{C} \leq 1,5 \quad (1)$$

Siendo  $\bar{E}_i$  el valor medio de los valores de dosis evaluados,  $I_i$  el intervalo de confianza del valor medio y C el valor de dosis de referencia.

Para el estudio realizado en el Ciemat, se irradiaron en el *Laboratorio de Referencia para Rayos X en Niveles de Protección del CIEMAT*, 5 grupos de 8 dosímetros cada uno con las calidades N20, N40, N80, N100 y N150 de la serie de espectro estrecho ISO 4037-1:1996<sup>(3)</sup>. Además se irradió un grupo adicional, también de 8 dosímetros, en la Laboratorio de Referencia Gamma en Niveles

de Protección del CIEMAT con fuente de <sup>137</sup>Cs en las condiciones de equilibrio electrónico recomendadas en la norma ISO 12749:2000<sup>(2)</sup>.

Todas las irradiaciones se efectuaron sobre el maniquí recomendado por ISO para la irradiación de dosímetros de anillo (cilindro de PMMA de 19 mm de diámetro). En todos los casos, se impartió un valor de dosis equivalente personal  $H_p(0,07)$  igual a 2 mSv aplicando los factores de conversión de kerma en aire a  $H_p(0,07)$  recomendados en la norma ISO 4037-3:1999<sup>(4)</sup> para las irradiaciones con rayos X, y en la norma 12749:2000<sup>(2)</sup> para el caso de la irradiación con <sup>137</sup>Cs.

Las seis calidades de radiación empleadas se eligieron de forma que se cumpliesen los requisitos mínimos de la norma y además se obtuviesen valores de la respuesta con dos calidades adicionales de energías intermedias: N80 (Emed = 65 keV) y N250 (Emed = 208 keV).

Hay que mencionar que, aunque la norma 12749:2000<sup>(2)</sup> recomienda un valor de dosis equivalente en manos de 10 mSv, se empleó un valor de 2 mSv con objeto de no alargar excesivamente los tiempos de irradiación. Sabiendo que el material presenta una respuesta lineal hasta 1 Sv, el emplear un valor de dosis inferior al recomendado sólo puede influir en obtener unos valores de incertidumbre más elevados. Por lo tanto, si se cumple el criterio en esas condiciones, es esperable que el cumplimiento sea mejor en el caso de irradiaciones con 10 mSv.

### RESULTADOS Y DISCUSIÓN

La *Figura 2* muestra los resultados obtenidos en el ensayo. Los círculos sólidos representan la respuesta relativa a <sup>137</sup>Cs para la magnitud  $H_p(0,07)$  y las barras de error representan la incertidumbre asociada (k=1).

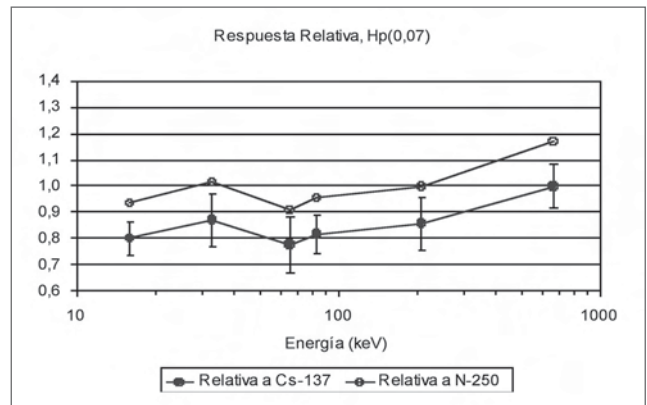


Figura 2: Respuesta relativa para HP(0,07) en los supuestos de calibración con Cs (●) y con N-250 (○)

Para validar la conformidad con la norma de los resultados obtenidos, se calcularon los valores de la expresión:

$$\frac{\bar{E}_i \pm I_i}{C}$$

Para cada una de las seis calidades de radiación ensayadas, obteniéndose los valores que se recogen en la *Tabla 1*. Puede observarse como para todas las calidades de radiación se verifica el criterio de aceptación dado por la expresión (1) para la respuesta energética a fotones de los dosímetros de anillo ensayados.

A la vista de los resultados obtenidos y aunque la respuesta energética es conforme a la norma ISO 12794:2000<sup>(2)</sup>, se aprecia como la respuesta energética podría mejorarse calibrando el sistema con una calidad de radiación menos energética que el <sup>137</sup>Cs. Así, se realizó un estudio de optimización de la respuesta energética resultando que la radiación óptima para usar como referencia es la calidad N-250 de la serie de espectro estrecho ISO 4037-1:1996<sup>(3)</sup>. En la *Figura 1* los círculos huecos representan la respuesta relativa a dicha calidad y puede apreciarse la notable mejora de la respuesta energética. En la *Tabla 2* se valora cuantitativamente dicha mejora. El valor medio de la respuesta del sistema en el rango de energías comprendido entre 16 y 662 keV pasa de ser igual a 0,85 ± 0,08 calibrando con <sup>137</sup>Cs, a ser igual a 1,00 ± 0,09 si la calibración se realiza con la calidad N-250.

CALIDAD	Emed (keV)	$\frac{\bar{E}_i + I_i}{C}$	$\frac{\bar{E}_i - I_i}{C}$
N-20	16	0,9	0,7
N-40	33	1,0	0,8
N-80	65	0,9	0,7
N-100	83	0,9	0,8
N-250	208	0,9	0,8
<sup>137</sup> Cs	662	1,1	0,9

Tabla 1: Resultados relativos a <sup>137</sup>Cs

CALIDAD	Emed (keV)	$\frac{\bar{E}_i + I_i}{C}$	$\frac{\bar{E}_i - I_i}{C}$
N-20	16	0,9	0,7
N-40	33	1,0	0,8
N-80	65	0,9	0,7
N-100	83	0,9	0,8
N-250	208	0,9	0,8
<sup>137</sup> Cs	662	1,1	0,9

Tabla 2: Resultados relativos a N-250

## PROBLEMÁTICA DE LA DOSIMETRÍA DE EXTREMIDADES

La dosimetría de extremidades es uno de los aspectos de la dosimetría externa que no están completamente resueltos en la actualidad y cuya armonización de procedimientos dista mucho de ser la deseada tanto a nivel nacional como internacional.

Los límites legales para la dosimetría de extremidades se establecen para la protección contra efectos deterministas debidos a irradiaciones localizadas en manos, antebrazos, pies y tobillos, siendo la dosis equivalente en tejido u órgano la magnitud limitante. Los tejidos de las extremidades comprenden piel, hueso y tejido muscular pero en ICRU-66<sup>(5)</sup> se concluye que la piel de una extremidad es el único factor limitante desde el punto de vista radiobiológico.

En el caso de extremidades, la relación entre magnitudes limitantes y operacionales no está clara y, como consecuencia, existen todavía algunas dudas acerca de la magnitud operacional correcta para ser medida. Aunque habitualmente se emplea la dosis equivalente personal a la profundidad de 7 mg.cm<sup>-2</sup> para la vigilancia de la dosis en extremidades, no es evidente que dicha magnitud tenga sentido en el contexto de irradiación parcial al considerar efectos deterministas<sup>(6)</sup>.

Partiendo de esta base conceptual, existen otros problemas de tipo práctico que hacen la dosimetría de extremidades especialmente complicada.

Los dosímetros, en general, deben ser de tamaño reducido y, en particular para las manos, los dosímetros de anillo no permiten el empleo de sistemas que combinen varios detectores y diferentes filtros. Por lo tanto, normalmente se usa un único detector TL lo que obliga a elegir un material de alta equivalencia a tejido. Estos materiales suelen presentar una menor sensibilidad lo que, combinado con el hecho de que la relación entre los coeficientes de conversión de kerma en aire a dosis equivalente personal H<sub>p</sub>(0,07) para dosímetros corporales respecto a los localizados es de hasta 1,5 para algunas calidades, en ocasiones el límite de detección del dosímetro está próximo al nivel de registro establecido en España (0,10 mSv/mes). De hecho, tanto la norma IEC 61066:2006<sup>(7)</sup> como la ISO-12794:2000<sup>(2)</sup> sólo requieren un valor de 1,00 mSv como límite inferior de medida para la magnitud H<sub>p</sub>(0,07).

Además, los dosímetros deben tener un espesor delgado si van a ser utilizados en la presencia de campos de radiación beta. Esto hace que sean más frágiles por lo que aumenta el riesgo de rotura con la consiguiente pérdida de información dosimétrica.



Los dosímetros de anillo se utilizan principalmente en aplicaciones médicas como la fluoroscopia, la radiología intervencionista o la preparación y administración de radiofármacos. La necesidad de esterilización o desinfección de los dosímetros hace necesario el uso de autoclaves u otros medios que pueden afectar la medida de la dosis, por lo que es importante conocer a priori qué sistemas de esterilización van a ser utilizados y su posible influencia en la evaluación de dosis. Estos dosímetros son además más susceptibles de ser contaminados por lo que requieren un especial cuidado en el control de su posible contaminación.

Estos factores, unidos al hecho de que, en general, las dosis recibidas en los dosímetros de extremidades no son en absoluto despreciables, hacen necesaria una mayor atención para este tema por parte de los agentes implicados: organismos reguladores, servicios de dosimetría personal y usuarios.

## CONCLUSIONES

El estudio realizado por el SDPE del CIEMAT con los nuevos anillos para los dosímetros de extremidades recientemente implementados en rutina, ha demostrado que la respuesta energética a fotones de los dosímetros es conforme a la norma ISO-12794:2000<sup>(2)</sup>. También se ha puesto de manifiesto que la respuesta energética puede mejorarse sustancialmente calibrando el sistema con la calidad N-250 de la serie de espectro estrecho ISO 4037-1:1996<sup>(3)</sup>.

Es intención de los autores de este trabajo continuar con la caracterización del sistema según los ensayos

y criterios recogidos en la norma ISO-12794:2000<sup>(2)</sup> y, en particular, los referidos a la isotropía y a la respuesta energética a la radiación beta.

## REFERENCIAS

1. *Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes*, Real Decreto 783/2001, (2001).
2. International Standard Organization ISO 12794:2000, *Individual thermoluminescence dosimeters for extremities and eyes*, (2000).
3. International Standard Organization ISO 4037-1:1996, *X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose rate meters and for determining their response as a function of photon energy: Radiation characteristics and production methods*, (1996).
4. International Standard Organization ISO 4037-3:1999, *X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose rate meters and for determining their response as a function of photon energy: Calibration of area and personal doseimeters and the measurement of their response as a function of energy and angle of incidence*, (1999).
5. International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU Report 66, *Determination of Operational Dose Equivalent Quantities for Neutrons*, (2001).
6. Godlfinch, E.P., McDonald, J.C., *On the need for guidance Regarding Extremity Dosimetry*, *Rad. Prot. Dos.* 2002; 102(1); 3-5
7. International Electrotechnical Commission, IEC 61066:2006, *Thermoluminescence Dosimetry systems for personal and environmental monitoring*, (2006).



# INFLUENCIA DE LA DIFERENTE RESPUESTA ENERGÉTICA DE DOS MATERIALES TL (LiF:Mg,Ti Y LiF:Mg,Cu,P) EN LA EVALUACIÓN DE LA DOSIS EQUIVALENTE AMBIENTAL EN ESCENARIOS REALES

R. Rodríguez, A.M. Romero, J.L. López y A. Delgado

CIEMAT. Madrid

## INTRODUCCIÓN

Las actividades rutinarias de vigilancia radiológica que vienen realizándose en el CIEMAT incluyen, entre otras, la evaluación de dosímetros TL (en adelante TLD), con el objeto de llevar a cabo el seguimiento y control de los niveles de radiación gamma en el recinto del CIEMAT, particularmente en aquellos lugares de interés (laboratorios, almacenes de residuos) donde existen en sus proximidades fuentes de radiación ionizante.

Los dos sistemas de dosimetría TL que son empleados se basan en dos materiales diferentes de fluoruro de litio (LiF), caracterizados mediante ensayos realizados en las condiciones controladas de exposición a fotones (a partir de 30 KeV) que facilitan los laboratorios de metrología.

El presente trabajo muestra un análisis de los datos obtenidos durante los últimos años (2003-2006), haciéndose especial mención a aquellos puntos de muestreo (en adelante, estaciones), que pueden estar influenciados por la proximidad de fuentes de radiación gamma, siendo particularmente de interés cuando se trata de fotones de baja energía. El análisis permite comparar la evolución de las dosis obtenidas con los dos materiales que han sido empleados conjuntamente, encontrándose ciertas singularidades de interés.

La contribución más destacable de este trabajo consiste en poner de manifiesto la capacidad de ambos materiales TL, cuando se utilizan conjuntamente en condiciones reales de campo, para detectar la presencia de radiación gamma de baja energía y para cuantificar su contribución a la dosis.

## MATERIALES EMPLEADOS

Las medidas rutinarias de dosimetría TL ambiental y de área del CIEMAT se realizaron en 24 estaciones (15 ambientales y 9 de área) con una periodicidad bimestral. Se utilizan para ello, y de manera conjunta en cada estación, dos tipos de detectores TL basados en una matriz de LiF:

a) TLD-100 (LiF:Mg,Ti) fabricado por Thermo (EE.UU.), se trata de un chip con dimensiones 3 x 3 x 0.9 mm<sup>3</sup>, y

b) GR-200 (LiF:Mg,Cu,P) fabricado por Conqueror Electronics (China), es un disco de 4.5 mm de diámetro y 1 mm de espesor.

Las características particulares de los tratamientos térmicos previos a la lectura, del calentamiento de los detectores TL durante la lectura (ciclo, rango de temperaturas, tasa de calentamiento), así como de su borrado cuando se preparan para su exposición en campo, dependen del tipo de material y también de los procedimientos de lectura y evaluación que tenga establecido cada laboratorio (*Tabla 1*).

Los dosímetros empleados constan en su chasis de 6 y 10 detectores TLD-100 y GR-200 respectivamente, de los cuales 4 y 6 detectores son de campo, más 2 y 4 detectores respectivamente que se emplean para calcular el factor de “*fading*” de cada sistema TL.

Se ha utilizado el mismo diseño de chasis de PMMA (600 mg·cm<sup>-2</sup>) para ambos dosímetros, consistente en un cilindro de 5 cm de diámetro, con 5 mm de espesor frontal y 5 mm de espesor trasero, más 1 mm para el alojamiento de los detectores TL.

Las lecturas de los detectores TL se han realizado empleando un lector Harshaw 5500 que permite obtener las curvas TL para ambos tipos de detector TL mediante calentamiento con gas nitrógeno.

El método de evaluación de dosis que se ha empleado, en ambos casos, consiste en el análisis simplificado de las curvas de calentamiento “*glow curves*” y la utilización de factores individuales de corrección para cada detector.

*Tabla 1. Características de los dos sistemas TL (Laboratorio de Dosimetría Ambiental del CIEMAT)*

Material TL	LiF:Mg,Ti	LiF:Mg,Cu,P
Nombre comercial	TLD-100 de Thermo (EE.UU.)	GR-200 de Conqueror (China)
Borrado	1 h. 300 °C y 2 h. 100°C	10 min. 240 °C
Tratamiento previo a la lectura	10 min. 100°C	5 min. 135°C
Lector TLD	Harshaw 5500 (calentamiento con nitrógeno)	
ciclo de lectura	60-340 °C	50-275 °C
Tasa de calentamiento	7 °C/s	15 °C/s



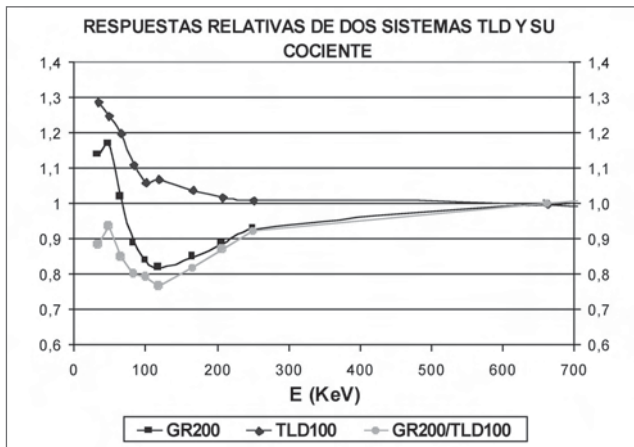


Figura 1. Cocientes obtenidos en condiciones metrológicas (a).

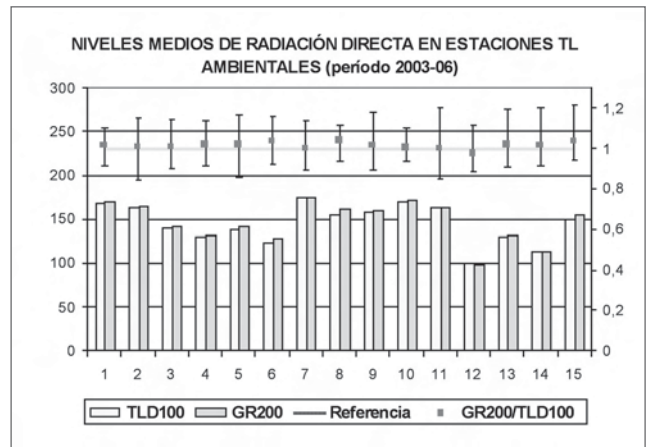


Figura 2. Cocientes obtenidos en condiciones reales (b).

### RESPUESTA ENERGÉTICA

La diferente respuesta energética que presentan ambos materiales TL, por debajo de unos pocos cientos de KeV en la región lineal de dosis, se fundamenta en la diferente densidad de ionización que presentan ambos materiales <sup>(1)</sup>.

La respuesta energética relativa a fotones f(E), para ambos materiales, se puede obtener a partir de irradiaciones de los TLD en laboratorios de metrología. En particular, es conocida la respuesta energética de ambos materiales <sup>(2)</sup> a fuentes colimadas de Cs-137 y de Co-60, así como a calidades ISO de rayos X. Esto permite obtener para las mismas calidades el cociente de las respuestas relativas de ambos materiales (figura 1) en las condiciones del laboratorio de metrología, y se expresa como:

$$f^G(E)/f^T(E) = [M^G(E)/M^T(E)] \cdot [M^T(Cs)/M^G(Cs)] \quad (a),$$

donde <sup>G</sup> y <sup>T</sup> hacen referencia a los sistemas GR-200 y TLD-100 respectivamente, **M(E)** es la lectura de los dosímetros en las condiciones de exposición del laboratorio de metrología para la calidad **E** y **M(Cs)** es la lectura obtenida en la calibración con Cs-137.

Por otro lado, el cociente de la dosis equivalente ambiental H\*(10) para ambos materiales, viene dado por la expresión:

$$H^G/H^T = [M^G/M^T] \cdot [M^T(Cs)/M^G(Cs)] \quad (b),$$

donde **M** es la lectura de los dosímetros en las condiciones realistas.

Las expresiones (a) y (b), que son independientes de los valores de referencia, permiten comparar ambos

cocientes, de manera que se puede encontrar un valor efectivo de la energía para el campo de radiación real que lo hace equivalente a las condiciones de exposición en laboratorio para esa energía. Obviamente, el cociente de ambas expresiones toma el valor unidad para la energía de calibración (Cs-137).

### ANÁLISIS DE RESULTADOS

A partir de los datos de las tasas de dosis para ambos materiales, se han obtenido los cocientes H<sup>\*G</sup>/H<sup>\*T</sup> para las estaciones ambientales (figura 2), donde las barras de error expresan los rangos obtenidos para el cociente de las tasas de dosis mediante ambos sistemas TL.

Las medidas realizadas durante el período 2003-06 para las 15 estaciones ambientales establecidas en el recinto del CIEMAT (figura 2), han permitido comparar los niveles de radiación directa en términos de la tasa

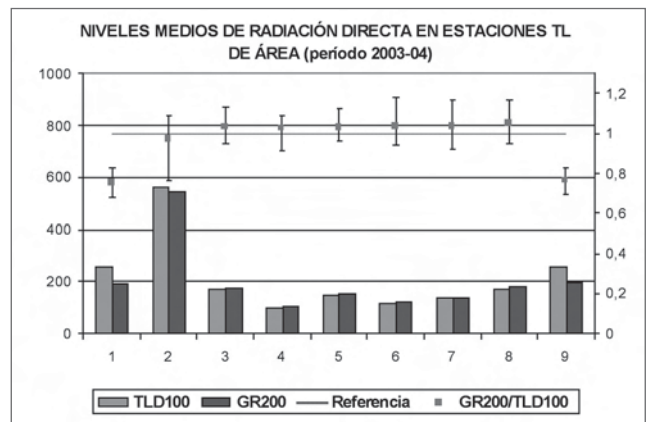


Figura 3. Cocientes obtenidos para los años 2003 y 2004 (b).

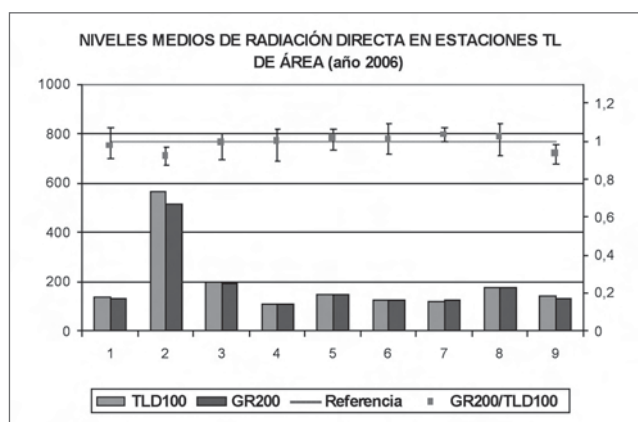


Figura 4. Cocientes obtenidos para el año 2006 (b).

de  $H^*(10)$ . Se observa la coherencia de los resultados obtenidos con ambos sistemas TL.

De las 9 estaciones de área (figuras 3 y 4) se pueden destacar las reseñadas como 1 y 9, las cuales presentan durante los años 2003 y 2004 un promedio del nivel de radiación en torno a 240 nSv/h, con una subrespuesta del GR-200 frente al TLD-100 en un factor aproximado de 0.75 (figura 3) que, de acuerdo con los valores del cociente de respuestas (figura 1), se corresponde con una energía efectiva en torno a 100 KeV. Debido a que el único rango donde se presentan tales diferencias en la respuesta, hasta del 25%, es por debajo de 300 KeV, la proximidad de fuentes de radiación gamma en este rango de energía se puede evidenciar a partir del cociente de las dosis obtenidas con ambos sistemas TL.

En el año 2005 se llevó a cabo la entrega a ENRESA de fuentes de Am-241, fuente gamma de baja energía (60 KeV), procedentes del desmontaje de pararrayos radiactivos y detectores iónicos de humos, almacenados en el entorno de las estaciones mencionadas. A partir de entonces, en el año 2006, puede compro-

barse la estabilización de la tasa de dosis en torno a 140 nSv/h, así como la igualdad de los resultados obtenidos con ambos sistemas (figura 4). Por lo tanto, la retirada de las fuentes gamma de baja energía ha supuesto una reducción aproximada de 100 nSv/h en la tasa de dosis ambiental existente en el entorno de las estaciones 1 y 9.

## CONCLUSIONES

El análisis de los resultados mostrados que se han obtenido a partir de la evaluación continua de TLDs en las estaciones ambientales y de área dentro del recinto del CIEMAT, ha permitido:

- 1) Confirmar la subrespuesta del GR-200 frente al TLD-100, en condiciones reales de exposición, cuando el campo de radiación gamma es de baja energía,
- 2) Obtener el incremento del nivel de radiación en las estaciones de área afectadas (1 y 9). La retirada de la fuente gamma de baja energía que originaba esta singularidad ha permitido constatar la recuperación de los niveles típicos de radiación ambiental, y
- 3) Obtener los niveles típicos y la variabilidad de la tasa de dosis ambiental en el recinto del CIEMAT (estaciones ambientales), los cuales son coherentes con los que se esperan en el entorno de Madrid.

## REFERENCIAS

1. Yigal Horowitz and Pawel Olko. *The effects of ionization density on the thermoluminescence response (efficiency) of LiF:MgTi and LiF:Mg,Cu,P*. Radiation Protection Dosimetry, Vol. 109, 331-348 (2004).
2. Sáez-Vergara, J.C., Romero, A.M., Ginjaume, M., Ortega, X. and Miralles H. *Photon energy response matrix for environmental monitoring systems based on LiF:Mg,Ti and hypersensitive phosphors (LiF:Mg,Cu,P and  $\alpha$ -Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>:C)*. Radiation Protection Dosimetry, Vol. 85, 207-211 (1999).



## NUEVO EQUIPO DE MEDIDA RÁPIDA IN VIVO DE LA CONTAMINACIÓN INTERNA EN EL CRC DEL CIEMAT

J. F. Navarro, M. A. López, T. Navarro

CIEMAT-Dosimetría de Radiaciones Madrid

### INTRODUCCIÓN

El Laboratorio del Contador de Radiactividad Corporal (CRC) del CIEMAT ha incorporado un nuevo contador de medida rápida llamado Fastscan, para la determinación in-vivo de la contaminación interna de personas expuestas a incorporación de radionucleidos emisores gamma en el rango energético de 200-2000 keV. Este equipo va a complementar al resto de los sistemas de detección operativos del laboratorio del CRC, y será fundamental en la vigilancia de trabajadores que realizan tareas de limpieza y desmantelamiento dentro del proyecto PIMIC del CIEMAT. Además, el CRC del CIEMAT dentro del marco de la protección radiológica de nuestro país, tiene que estar preparado para situaciones de emergencia en caso de accidente radiológico. Este sistema de detección (Mod. 2250 Fastscan whole body counter, Canberra Inc.) permite realizar controles de contaminación interna en pocos minutos de contaje, y su uso será fundamental en este tipo de situaciones.

En este trabajo se describe la metodología desarrollada en el laboratorio del CRC del CIEMAT para la calibración y medida in vivo del contador Fastscan en la determinación de contaminantes internos emisores gamma.

### METODOLOGÍA

#### Sistema de Detección

El sistema de detección "Fastscan counter" (*Figura 1*) de Canberra se compone de 2 detectores de NaI(Tl) (7.6 cm x 12.7 cm x 40.6 cm) montados en línea a lo largo de un eje vertical común para la medida de radionucleidos en el rango de energías de 100 keV a 2000 keV. Gracias a esta configuración, la respuesta que proporcionan los detectores es uniforme o plana ( $\pm 15\%$ ) a lo largo del eje longitudinal desde el tiroides de los hombres más altos (percentil 99) hasta el tracto gastrointestinal de las mujeres de menor estatura.

El contador Fastscan utiliza un blindaje para reducir la contribución del fondo ambiental a los espectros de medida. Dicho blindaje está compuesto de 10 cm. de acero de bajo fondo (en las zonas más críticas, y 2 cm. en el resto.



Figura 1. Contador Fastscan del CRC-CIEMAT

El peso del blindaje es de aproximadamente 4800 Kg. distribuidos en una superficie rectangular de 1.12 m<sup>2</sup>.

Para la realización de la calibración y medida de la contaminación interna de personas, se utiliza el software de espectrometría gamma Abacos2000 de Canberra, que opera en el entorno Genie2000.

#### Calibración en energías, anchuras y eficiencia del contador Fastscan en geometría de pie

En la calibración del contador Fastscan para la determinación in-vivo de emisores gamma en organismo total, se ha utilizado un maniquí activo tipo BOMAB (Bottle Maniqui Absorbtion Phantom) simulador del Hombre Estándar referenciado en ICRP89(1) en el cual se introducen los radionucleidos de interés, cuyas emisiones energéticas cubren el rango operativo del sistema. El diseño, fabricación y llenado de este maniquí BOMAB (*Figura 2*) se ha realizado en los laboratorios del Servicio de Dosimetría Personal Interna del CIEMAT, siguiendo las especificaciones de la Norma ANSI 13.35<sup>(2)</sup>.

Para la calibración del equipo, se situó al maniquí de cara a los dos detectores del contador, en geometría de pie. El resultado de la medida son tres espectros generados desde Abacos2000 que recogen respectivamente la

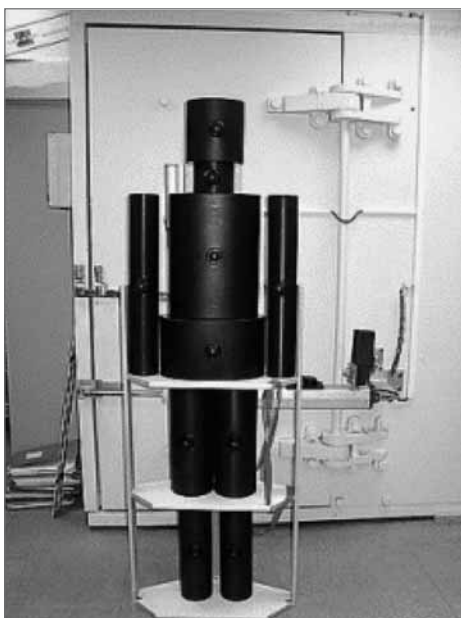


Figura 2. Maniquí BOMAB de calibración

señal por separado de los detectores individuales (detector superior e inferior del equipo) y un espectro suma de los dos. El análisis espectral de la medida de calibración identifica los picos y define las áreas correspondientes a las energías de emisión gamma de los radionucleidos ( $^{57}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  y  $^{60}\text{Co}$ ) presentes en el maniquí.

## RESULTADOS Y CONCLUSIONES

La calibración del contador Fastscan en energías (en función del canal), en anchuras (FWHM en función de la energía) y en eficiencias permite tener operativo el sistema para identificar y cuantificar los radionucleidos emisores gamma incorporados por un trabajador expuesto o por el público en caso de incidente radiológico. Para la validación de las curvas de calibraciones obtenidas, se llevó a cabo un estudio de Exactitud y Precisión que confirmó el éxito del proceso de calibración y de la metodología implementada.

Respecto a la medida in-vivo de emisores gamma en cuerpo entero con el contador Fastscan, tanto el emplazamiento de los detectores como las dimensiones interiores del blindaje se han elegido en base a datos antropométricos de trabajadores y trabajadoras<sup>(3)</sup>. La localización de los órganos internos se obtuvo a partir de los datos del maniquí matemático Snyder-MIRD<sup>(4)</sup>. Como resultado, el Fastscan presenta una escasa dependencia con la estatura de los individuos que se miden. Estudios

recientes basados en simulaciones usando métodos de Monte Carlo y calibraciones con maniqués de diferentes tamaños avalan este hecho<sup>(5)</sup>. Se ha demostrado que cuando una persona es medida en el Fastscan y su estatura es diferente de la del hombre estándar, la incertidumbre introducida en la actividad estimada no supera el 10 %.

Tras la puesta a punto de este nuevo equipo de medida, se requiere un análisis de la sensibilidad del sistema en la geometría de contaje de pie, según distintas opciones de tiempos de contaje y Actividades Mínimas Detectables para los radionucleidos de mayor interés dosimétrico.

### Estudio de la Actividad Mínima Detectable

El valor de la Actividad Mínima Detectable o AMD indica la capacidad del equipo de detección para discernir entre recuentos correspondientes a individuos contaminados internamente y aquellos que no lo están. El valor de AMD para un radionucleido evaluado in-vivo en una determinada geometría de contaje, se estima considerando una distribución uniforme del contaminante, y para un "hombre-patrón".

Se puede obtener la AMD utilizando la siguiente expresión, de acuerdo con el criterio de Currie y las recomendaciones de las normas ANSI N13.30<sup>(6)</sup> e ISO 12790<sup>(7)</sup>, con un nivel de confianza del 95%:

$$AMD(\text{Bq}) = \frac{4.65 * \sqrt{\text{Fondo}}}{E_f * T_c} + \frac{3}{E_f * T_c}$$

donde:  $\sqrt{\text{Fondo}}$  =  $n^\circ$  cuentas en la región de interés del pico de estudio, en la medida de una persona/maniquí blanco,  $E_f$  = Eficiencia o Factor de calibración y  $T_c$  = Tiempo de contaje.

Se realizaron medidas de blancos en el contador Fastscan, en "geometría de pie", para la determinación del  $^{40}\text{K}$ , y para el estudio del AMD de los radionucleidos emisores gamma de interés, considerando distintos tiempos de contaje (medidas de 2, 3 y 5 minutos). Los blancos a considerar fueron el maniquí BOMAB M2 conteniendo 4500 Bq de  $^{40}\text{K}$ , y una serie de personas blanco de distintas envergaduras y constituciones físicas.

El objetivo de este estudio de AMDs era decidir cuál es el tiempo de medida a aplicar en condiciones de rutina, de forma que se puedan establecer programas de control de contaminación interna a trabajadores expuestos, y se alcancen los niveles de dosis detectables acordes con la normativa en vigor.

La *Tabla de la Figura 3* presenta las Actividades Mínimas Detectables de los radionucleidos de estudio, para un tiempo de contaje 5 minutos (300 s), que es el tiem-



Radionucleido	Energía (keV)	AMD (Bq)
Co-57	122.06	210
Tc-99m	140.51	205
Cs-137	661.65	166
Cs-134	798.89	148
Mn-54	834.83	144
Co-60	1173.2/ 1332.5	133

Figura 3. AMDs de radionucleidos emisores gamma para medidas de 300 s en el contador Fastscan

po de medida seleccionado a aplicar en la determinación in-vivo rutinaria de trabajadores expuestos.

#### Medida in-vivo de trabajadores expuesto con el contador Fastscan

En todos los casos, para un programa de vigilancia de frecuencia anual, la dosis asociada a las AMD específicas de cada radionucleido es siempre inferior a 0.1 mSv.

Por lo tanto se cumple uno de los requisitos más importantes expresados en el proyecto IDEAS: El valor de AMD debe ser siempre inferior al valor crítico de medida para una dosis de 0,1 mSv.

El criterio a aplicar por el Servicio de Dosimetría Personal interna del CIEMAT es que toda medida rápida en el contador Fastscan que de lugar a una Actividad que supere el nivel crítico en dosis de 0.1 mSv, requerirá una medida larga de confirmación de 20 minutos con el sistema NaI(Tl) en el interior de la cámara blindada, para confirmar la medida y registrar los resultados entre valores de dosis de 0,1 y 1 mSv.

#### Control de Calidad del Contador Fastscan

El Laboratorio del Contador de Radiactividad Corporal del CIEMAT ha diseñado un programa de Control de Calidad mediante el módulo Quality Assurance del software de espectrometría Abacos2000 en entorno Genie2000. El programa QA consiste en la definición de parámetros específicos que permitan un seguimiento periódico de la estabilidad del equipo de detección (detectores, cadena electrónica, calibración en energías, en anchura de pico y en eficiencia del sistema) así como de las condiciones del fondo ambiental del laboratorio (control de las emisiones ambientales características y tasas de contaje en distintas zonas del espectro). El conjunto de parámetros se ha definido para cada uno de los detecto-

res que componen el contador Fastscan (detectores superior e inferior) así como para la señal suma de ambos (All Summed).

Una vez definidas las bases de datos de parámetros de interés, se puede estudiar su evolución en el tiempo, avisando en caso de que los valores muestren una tendencia no deseada o una desviación anómala respecto de los valores de referencia.

#### CONCLUSIONES

El sistema de detección Fastscan para la medida rápida de contaminantes internos emisores gamma en geometría de pie está ya operativo en el Laboratorio del CRC del CIEMAT. El tiempo de medida seleccionado para la vigilancia rutinaria de trabajadores expuestos es de 300 s, por lo que es viable la detección de incorporaciones correspondientes a un nivel de mínima dosis detectable de 0,1 mSv de los radionucleidos de mayor interés dosimétrico, para programas de control de frecuencia anual. La principal aplicación de este contador es la medida rutinaria de los trabajadores, mejorar las prestaciones del Servicio de Dosimetría Interna en la protección y vigilancia de los trabajadores implicados en el Plan de limpieza y Desmantelamiento PIMIC del CIEMAT y apoyo en situaciones de emergencia.

#### REFERENCIAS

1. ICRP 89.- International Commission on Radiation Protection. Publication 89. *Basic anatomical and physiological data for use in radiological protection: Reference values*. Annals of the ICRP Vol. 32 No. 3-4 (2002).
2. ANSI/HPS N13.35-1999.- *American National Standard. Specifications for the Bottle Manikin Absorption Phantom*. (1999).
3. Panero J, Zelnick M. *Human Dimension and Interior Space*. Whitney Library of Design, New York (1979).
4. Snyder WS et al. *Estimates of absorbed fractions for monoenergetic photon sources uniformly distributed in various organs of a heterogeneous phantom* (Journal of Nucl. Med. Sup. No 3 (1969).
5. Kramer G.H., Fung J. *The Fastscan whole body counter: Efficiency as a function of BOMAB phantom size and energy modelled by MCNP* (IRPA 11. Mayo 2004 Madrid).
6. ANSI N13.30-1996.- *American National Standard. Performance Criteria for Radiobioassay*. (1996).
7. ISO12790-1:2001(E). Radiation Protection – *Performance criteria for radiobioassay – Part 1: General Principles*. International Standard Publication (2001).

## INVESTIGACIÓN COORDINADA DE LA DOSIMETRIA INTERNA EN EUROPA: EL PROYECTO CONRAD

M.A. Lopez

CIEMAT- Dosimetría Interna- Madrid

### INTRODUCCIÓN

El proyecto CONRAD (COordinated Network for RA-diation Dosimetry) se inició en 2005 para promover la investigación coordinada y la diseminación del conocimiento científico en el campo de la dosimetría de radiaciones, dentro del VI Programa Marco de Investigación de EURATOM. La organización EURADOS (EUropean RADiation DOSimetry Group) es el socio principal de esta acción y el CIEMAT actúa como coordinador del Grupo de Trabajo WP5 de Dosimetría Interna.

El WP5 del proyecto CONRAD potencia la investigación coordinada entre los laboratorios europeos dedicados a evaluar las dosis asociadas a la exposición interna, teniendo como objetivo una mayor armonización y fiabilidad en dichas evaluaciones. En este grupo participan expertos de 19 instituciones, de 14 países europeos. Los resultados más relevantes asociados a las actividades de este grupo se presentan en este trabajo.

### INCERTIDUMBRES EN LA EVALUACIÓN DE DOSIS POR EXPOSICIÓN INTERNA. ACTUALIZACIÓN DE LAS GUÍAS "IDEAS"

De máxima importancia es el estudio que se está llevando a cabo sobre las incertidumbres asociadas al cálculo de la dosis por contaminación interna. Las Guías IDEAS sugieren utilizar incertidumbres por defecto o "Scattering Factors, SF" asociadas a los valores de Actividad medida mediante métodos directos (CRC) y/o métodos indirectos (Bioensayo, PAS). Estos valores de incertidumbre son necesarios para calcular de forma realista las incertidumbres generadas en la estimación de la Actividad incorporada y de la Dosis Efectiva Comprometida (E50).

Las incertidumbres en la medida de Actividad se clasifican según dos categorías: Tipo A y Tipo B. Las incertidumbres de Tipo A son debidas principalmente a la estadística de conteo y las de Tipo B son el resto de fuentes de incertidumbre, fundamentalmente las que proceden

del proceso de calibración. Las Guías IDEAS consideran que la incertidumbre total asociada a un valor de Actividad medida (aplicando técnica in-vivo o in-vitro) se describe en términos de una distribución lognormal y el Scattering Factor (SF) se define como la desviación estándar geométrica (GSD) de esta distribución. Esta aproximación es válida si las incertidumbres de Tipo A son relativamente pequeñas (<30%).

$$SF = \exp\sqrt{[\ln(SF_A)]^2 + [\ln(SF_B)]^2}$$

Se ha desarrollado un procedimiento para evaluar matemáticamente los valores SF para diferentes radionucleidos y tipos de control (Tabla 1), utilizando datos reales en casos registrados en la base de datos IDEAS (Internal Contamination Database).

Tabla 1. Scattering Factors calculados en CONRAD, para radionucleidos de interés y distintas técnicas de medida (a) inh = inhalación, ing = ingestión, inj = inyección W = Herida

Radionucleido	Técnica de Medida	Ruta de intake <sup>a)</sup>	SF	Rango de valores SF
Pu	Heces	W	3.1	2.9 – 3.5
Pu/Am	Heces	Inh	2.5	1.9 – 3.5
Pu/Am	Orina	W	1.7	1.3 – 2.4
Pu	Orina	Inh	1.7	1.4 – 2.0
<sup>241</sup> Am	Orina	Inh	1.6	1.2 – 2.2
Uranio	Orina	Inh	1.8	1.4 – 2.0
Uranio	Orina	W	1.6	
<sup>90</sup> Sr	Orina	Inh	1.6	1.3–1.8
<sup>60</sup> Co	Orina	Inh	1.8	1.77-1.82
<sup>32</sup> P	Orina	Ing & Inj	1.21	1.15-1.28
<sup>3</sup> H (HTO)	Orina	Inh	1.08	1.01-1.10
<sup>137</sup> Cs	CRC	Inh & Ing	1.16	1.02-1.27
<sup>241</sup> Am	Pulmón	Inh	1.15	



La incertidumbre total definida como Scattering Factor determina el peso relativo a aplicar en el proceso de ajuste de los datos experimentales de Actividad medida (in-vivo o in-vitro) con las funciones de excreción/retención teóricas y permite decidir si existe consistencia con los valores de los parámetros de los modelos biocinéticos utilizados en la evaluación dosimétrica.

Los resultados de dicho estudio de incertidumbres están ayudando al desarrollo de otra de las tareas del WP5 que es la continuación de las actividades del Proyecto IDEAS en la acción CONRAD. En este último caso los objetivos a cumplir son:

- (1) Actualización de las Guías IDEAS como procedimiento armonizado de evaluación de dosis
- (2) Forum web de información en dosimetría interna: [www.bologna.enea.it/attivita/ideas.html/](http://www.bologna.enea.it/attivita/ideas.html/)
- (3) Actualización de las bases de datos "IDEAS" ([www.sckcen.be/ideas/](http://www.sckcen.be/ideas/)), donde se registra toda la información bibliográfica con casos históricos de contaminación interna, algunos de ellos evaluados por expertos.

## INVESTIGACIÓN EN MODELOS BIOCINÉTICOS

Este Task-group del WP5 del Proyecto CONRAD actúa como grupo de apoyo en el proceso de ICRP de desarrollar nuevos modelos biocinéticos y modelos dosimétricos para la evaluación de dosis por exposición interna ocupacional, tras la revisión prevista de las Publicaciones de ICRP30, 54, 68 y 78.

Esta revisión de ICRP incluye (1) el nuevo Modelo Gastroalimentario, (2) Parámetros de absorción individuales para el Modelo del Tracto Respiratorio de ICRP66 diferentes a los asociados a las tipos de absorción estándares F, M y S, (3) nuevos modelos sistémicos y (4) nuevos parámetros dosimétricos basados en los modelos tipo voxel a referenciar por ICRP, basados respectivamente en el hombre estándar y en la mujer estándar.

El objetivo de este grupo de trabajo es evaluar el impacto de la aplicación de estos nuevos modelos en las evaluaciones dosimétricas, poniendo mayor énfasis en la implementación del nuevo modelo Gastroalimentario (HATM, *Figura 1*), el modelo de herida de NCRP y los nuevos modelos sistémicos revisados.

Los nuevos modelos se han implementado en distintos códigos de cálculo, llevándose a cabo un control de calidad de los resultados obtenidos en dichas implantaciones, comparando los valores de salida generados por los distintos programas utilizados por los miembros del grupo. El Programa de control de calidad diseñado inclu-

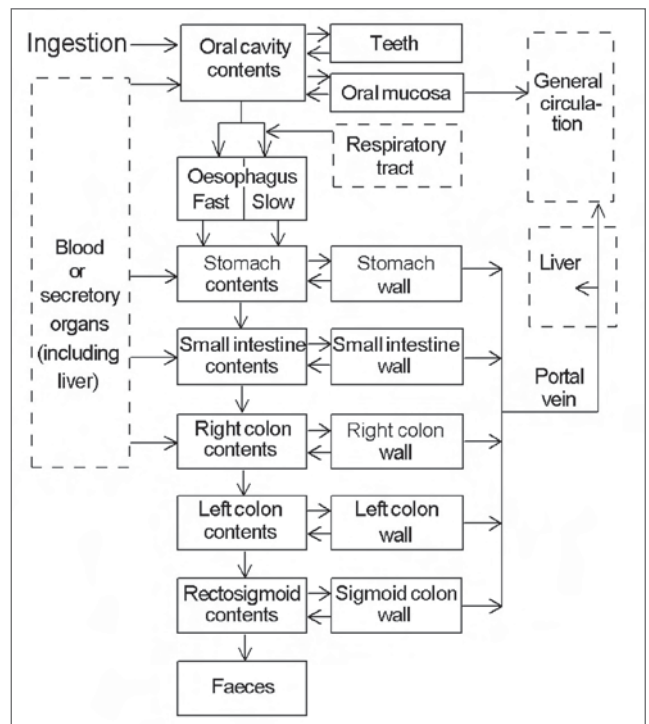


Figura 1. Nuevo Modelo del Tracto Alimentario

ye también el chequeo de la formulación de cada nuevo modelo de ICRP estudiado. Además, se han seleccionado resultados experimentales para su evaluación, de forma que se interprete hasta qué punto un conjunto de datos puede describirse con las estructuras de los nuevos modelos estudiados.

En su conjunto, las tareas a desarrollar por el grupo de modelos biocinéticos del WP5 del proyecto CONRAD son muy útiles como apoyo a las actividades del Task-Group DOCAL (DOse CALculation) del Comité 2 de ICRP, y contribuirán en el proyecto recientemente iniciado por IAEA de revisar los Basic Safety Standards.

Finalmente se ha iniciado en CONRAD una nueva e importante tarea consistente en desarrollar por primera vez un modelo de referencia para tratamientos de decorporación con DTPA, aplicables a radionucleidos como el Plutonio. Esta actividad se llevará a cabo en coordinación con el grupo TIARA (6°PM, CE) y con otros expertos fuera de CONRAD.

## APLICACIÓN DE MÉTODOS DE MONTE CARLO Y MANIQUÍ VOXEL A LA MEDIDA IN-VIVO CONTAMINANTES INTERNOS

Ha despertado gran interés la colaboración en el proyecto CONRAD de los Work Packages nº 5 (WP5-Dosi-



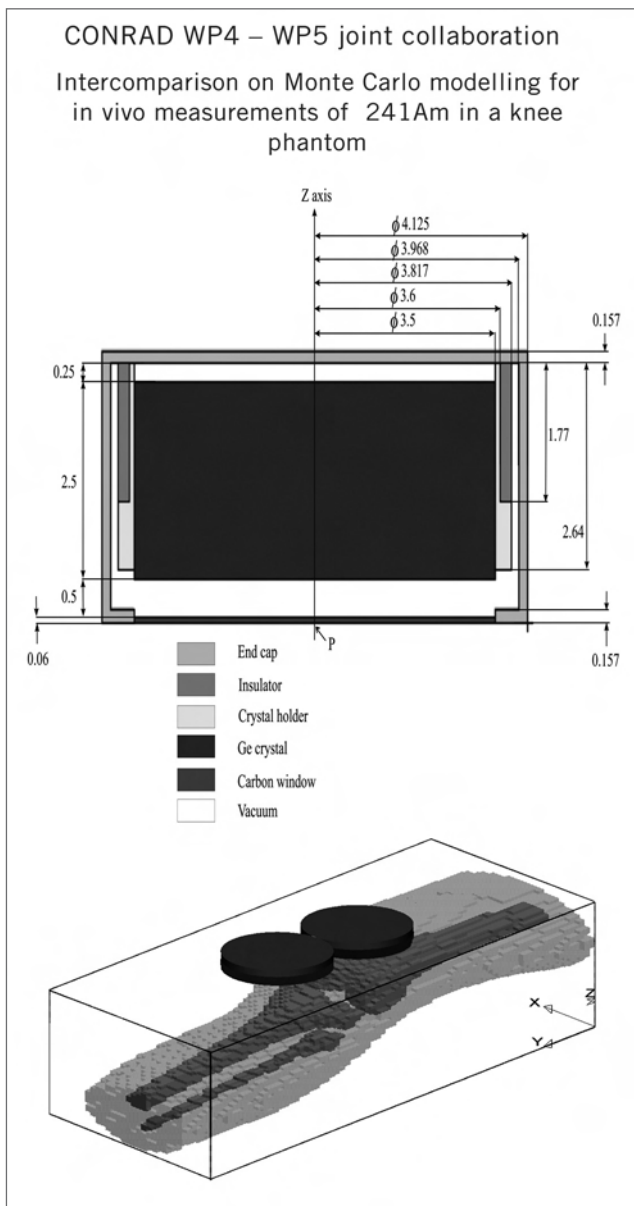


Figura 2. Intercomparación de Métodos de Monte Carlo y maniquí tipo voxel: medida in-vivo de  $^{241}\text{Am}$  en rodilla

metría Interna) y nº 4 (WP4-Dosimetría Computacional) en relación a la aplicación de métodos de Monte Carlo y maniqués tipo “voxel” para la determinación in-vivo de la exposición interna. Concretamente, se ha organizado el primer ejercicio de intercomparación para este tipo de aplicaciones, que lleva como título “Intercomparison on Monte Carlo modelling for in-vivo measurements of Americium in a knee phantom” (Figura 2).

Esta intercomparación ha contado con 13 participantes de todo el mundo; el objetivo a cumplir era la com-

paración de los códigos de Monte Carlo utilizados por los participantes y comprobar las capacidades de los laboratorios para tratar con este tipo de simulaciones.

El ejercicio fue preparado desde la Unidad de Dosimetría del CIEMAT (Gomez Ros et al). A partir de las imágenes TAC del maniquí-rodilla de calibración utilizado en el Laboratorio del Contador de Radiactividad Corporal (CRC) del CIEMAT se generaron dos ficheros de datos (no-segmentados y segmentados) necesarios para crear el maniquí tipo voxel, que se distribuyeron a los participantes para ser implementados en sus propios códigos de Monte Carlo. Así mismo, se proporcionó información de los detectores LE Ge del CRC del CIEMAT para su simulación. El cálculo final que requería el ejercicio era la eficiencia de contaje (cps/Bq) para el pico de 59.5 keV del  $^{241}\text{Am}$  presente en el espectro, procedente de los fotones emergentes desde los huesos de la rodilla (Figura 2).

Se han desarrollado otras actividades en este task-group del WP5 del Proyecto CONRAD, en relación a un segundo ejercicio de intercomparación de medida y simulación de un maniquí rodilla USTUR, propiedad del DOE (USA). Este maniquí DOE tiene la particularidad de contener hueso procedente de un cadáver con contenido real de  $^{241}\text{Am}$  depositado tras la incorporación en el pasado de este radionucleido, lo que es muy interesante desde el punto de vista dosimétrico. La determinación in-vivo de Americio en este maniquí DOE con detectores de Germanio se realizará en un grupo de laboratorios europeos y americanos participantes en este ejercicio (PNL-USA, HML-Canadá, CIEMAT-España, GSF-Alemania e IRSN-Francia). Así mismo, se generará el maniquí-voxel de la rodilla DOE, para realizar simulaciones por Métodos de Monte Carlo del proceso de detección. Se compararán los resultados experimentales y matemáticos con los obtenidos con el maniquí rodilla Spitz de Calibración, fabricada por la Univ. de Cincinnati con materiales equivalentes a tejido.

## EUREMON: EUROPEAN EMERGENCY NETWORK FOR INDIVIDUAL MONITORING

Otro aspecto importante que contempla el grupo de trabajo WP5 del Proyecto CONRAD es la respuesta en situaciones de emergencia, cuando se producen incidentes en los que se libera deliberadamente material radiactivo al ambiente, que puede dar lugar a la incorporación de radionucleidos al organismo. El envenenamiento por Polonio radiactivo sufrido por Alexander Litvinenko en Londres, y las personas no-británicas con riesgo de



incorporación de  $^{210}\text{Po}$  presentes en algunos lugares relacionados con dicho incidente, puso de manifiesto la necesidad de una red internacional de laboratorios de dosimetría interna, donde se conozcan las capacidades técnicas de cada instalación, se intercambie información científica e incluso cuando se requiera, se compartan los resultados de medida o de evaluación de dosis.

En este sentido desde la Acción CONRAD, en coordinación con el proyecto europeo TNT Handbook se pretende crear la red EUREMON (EUROPEAN Emergency MONitoring Network), con representantes de todos los países europeos, donde se compartan aspectos relevantes para la vigilancia de las personas expuestas a radiación interna en situación de emergencia radiológica.

Autoridades reguladoras, servicios de dosimetría personal, expertos cualificados, unidades especiales de emergencia de todos los países europeos están invitados (Figura 3) a participar directa o indirectamente (a través de la persona de contacto nacional en la red) de esta acción. Un cuestionario se ha distribuido a los represen-

tantes de los países europeos contactados. Dichos representantes tienen que ser responsables de la decisión sobre programas de vigilancia y criterios para el cálculo de dosis de las personas potencialmente afectadas de exposición interna en caso de emergencia radiológica.

## REFERENCIAS

1. Lopez M.A., Etherington G. Castellani C.M., Franck D., Hurtgen C., Marsh J.W., Nosske D., Doerfel H., Andrasi A., Bailey M., Balashazy I., Battisti P., Bérard P., Berkowski V., Birchall A., Blanchardon E., Bonchuk Y., de Carlan L., Cantone M.C., Challeton-de Vathaire C., Cruz-Suarez R., Davis K., Dorrian D., Giussani A., Le Guen B., Hodgson A., Jourdain J.R., Koukouliou V., Luciani A., Malatova I., Molokanov A., Moraleda M., Muikku M., Oeh U., Puncher M., Rahola T., Ratia H., *Coordination of Research on Internal Dosimetry in Europe: the CONRAD Project*. Workshop ID2006. Montpellier, Francia, Octubre 2006. Rad Prot Dosimetry (2008).
2. Marsh J. W., Andrasi A., Bailey M.R., Berkovski V., Birchall A., Blanchardon E., Bonchug Y., Castellani C.M., Desai A.D., Doerfel H., Dorrian M-D, Hurtgen C., Koukouliou V., Lopez M.A., Luciani A., Malatova I., Molokanov A., Puncher M., Ratia H.. *Evaluation of scattering factor values for the internal dose assessment following IDEAS guidelines: preliminary results*. Workshop ID2006. Montpellier, Francia, Octubre 2006. Rad Prot Dosimetry (2008).
3. IDEAS *Guidance on internal dose assessments from monitoring data*. EU research project under 5th Framework Programme, Contract N°. FIKR-CT2001-00160; 2003.
4. Gómez-Ros J.M., de Carlan L., Franck D., Gualdrini G., Lis M., López M., Moraleda M. and Zankl M. *Monte Carlo modelling for in vivo measurements of Americium in a knee voxel phantom: general criteria for an international inter-comparison*. Workshop ID2006. Montpellier, Francia, Octubre 2006. Rad Prot Dosimetry (2008).
5. Noßke D., Berkovski V., Birchall A., Blanchardon E., Cantone M.C., Davis K., Giussani A., Luciani A., Marsh J.W., Oeh U., Ratia H. and Lopez M.A. *The Work of the CONRAD Task Group 5.2 "Research Studies on Biokinetic Models"*. Workshop ID2006. Montpellier, Francia, Octubre 2006. Rad Prot Dosimetry (2008).



Figura 3. Invitación a participar en la red EUREMON

# IMPLEMENTACIÓN DE TÉCNICAS DE MEDIDA ALTERNATIVAS PARA EMISORES ALFA EN DOSIMETRÍA INTERNA EN SITUACIONES DE EMERGENCIAS

I. Sierra, T. Navarro, R. Martín, A. Delgado

Servicio Dosimetría Personal Interna. División de Medio Ambiente Radiológico. CIEMAT.

## INTRODUCCIÓN

El Laboratorio de Bioeliminación del Servicio de Dosimetría Personal Interna del CIEMAT, tiene como objetivo prioritario realizar el control de contaminaciones internas de trabajadores expuestos mediante la aplicación de técnicas in Vitro, cuantificando así la actividad en muestras de excretas.

El método habitual de análisis y cuantificación de emisores alfa en excretas conlleva un tratamiento previo de la muestra para la eliminación de la materia orgánica, así como para la puesta en disolución de los radionucleidos de interés. Posteriormente se realiza la separación radioquímica propiamente dicha, de modo secuencial, mediante el empleo de columnas cromatográficas que aíslan y separan los radionucleidos en estudio de otros que puedan interferir. Por último, el proceso de medida se realiza mediante Espectrometría Alfa que, para poder alcanzar niveles de detección bajos, requiere tiempos de medición largos. El proceso global medio de análisis, desde que una muestra de orina se recibe en el laboratorio hasta que se obtiene un resultado, es de dos semanas.

A raíz del incidente europeo de contaminación por  $^{210}\text{Po}$  ocurrido en Noviembre de 2006 se adecuaron los métodos existentes en el laboratorio de Bioeliminación para la detección de una posible contaminación interna por  $^{210}\text{Po}$ , en primera instancia, sobre un elevado número de afectados (pasajeros de vuelos, turistas y personal de hoteles), lo que implícitamente requería la necesidad de poder descartar la existencia de contaminación en niveles elevados, que pudieran causar efectos apreciables sobre la salud a corto plazo.

Estos antecedentes derivaron en la aplicación de la Espectrometría de Centelleo en Fase Líquida (Liquid Scintillation Counting ó LSC), actualmente una de las técnicas más sensibles y empleadas en la detección y cuantificación de radiactividad a partir del tipo de luz emitida por fotones situados en una muestra líquida. Con esta técnica no siempre (está directamente relacionado con el tipo de radionucleido y el factor de extinción) se

obtienen niveles de detección que permiten determinar cuantificaciones estocásticas, pero sí un primer alcance de posibles efectos deterministas, que debido a la magnitud del problema expuesto fue, en primera instancia, imprescindible.

## POLONIO-210

El polonio es un elemento radiactivo descubierto en 1898 por Marie Curie, procedente de la serie de desintegración del  $^{238}\text{U}$ , radionucleido natural omnipresente en el medio ambiente. En estado puro es volátil, como algunos de sus compuestos, especialmente los cloruros <sup>(1)</sup>. El  $^{210}\text{Po}$  es un emisor alfa ( $E_{\alpha} = 5.30 \text{ MeV}$ ) con un período de semidesintegración de 138.4 días, originando  $^{206}\text{Pb}$  mediante la emisión de una partícula alfa. Está presente, de forma natural, en el suelo, en el aire, e incluso en la planta de tabaco, por lo que puede ser incorporado al organismo mediante la ingesta de alimentos y por aspiración del humo de cigarrillos. El  $^{210}\text{Po}$  incorporado al organismo por inhalación se acumula en los pulmones, mientras que el incorporado por ingestión pasa al tracto gastrointestinal y se excreta a través de las heces o de la orina. La fracción que permanece en el organismo se incorpora al torrente sanguíneo y se puede acumular en diferentes tejidos, sobre todo riñones y bazo, produciendo daños a nivel celular <sup>(2)</sup>.

## MATERIALES Y MÉTODOS

Para determinar el nivel de actividad de  $^{210}\text{Po}$  incorporado al organismo humano existen descritos en la bibliografía métodos de análisis en muestras de orina, sangre, heces y pelo <sup>(3)</sup>. Los métodos de análisis en orina descritos suponen la adición de  $^{209}\text{Po}$  como trazador a un volumen de 50 - 150 mL de muestra <sup>(3,4)</sup>, la destrucción de la materia orgánica y, debido a las características inherentes al propio isótopo, un posterior proceso de deposición espontánea o autodeposición en discos de plata o níquel que posteriormente serán medidos mediante espectrometría alfa. Otros métodos introducen procesos de sepa-



ración radioquímica mediante extracción líquido-líquido o bien separación cromatográfica en columna <sup>(5)</sup>.

Desde que el Ciemat fue requerido para realizar las determinaciones de actividad de <sup>210</sup>Po en muestras de orina, la coordinación de las Unidades de Dosimetría de Radiaciones y de Radiactividad Ambiental de la División de Medio Ambiente Radiológico, permitió la obtención de resultados en menos de una semana. Así, se desarrollaron y adaptaron procedimientos existentes que en lo referente al laboratorio de Bioeliminación <sup>(6)</sup> se exponen en este apartado. A continuación se hace una descripción de los procedimientos de medida empleados.

### Espectrometría de Centelleo en Fase Líquida

La técnica de Espectrometría de Centelleo en Fase Líquida es una técnica analítica definida por la incorporación de material radiactivo en una distribución uniforme con un medio químico líquido (cóctel de centelleo) capaz de convertir la energía cinética de emisiones nucleares en energía luminosa. Es una técnica especialmente útil en la detección de radiaciones con muy bajo poder de penetración, como partículas alfa y beta de baja energía sin emisión gamma asociada. Ofrece como ventajas, geometría de detección  $4\pi$ , carencia de efectos de adsorción, validez general para emisores alfa, beta o gamma y una eficiencia de conteo de radionucleido máxima.

En el caso del emisor alfa que nos ocupa, permite detectar o descartar la presencia de contaminaciones que pudieran dar lugar a efectos inmediatos, incluso leves, sobre la salud (efectos deterministas) y tiene la ventaja importante de obtener resultados en 24 horas. Todo ello condujo a su aplicación en la situación de emergencia del incidente vivido con <sup>210</sup>Po, como excelente método

de cribado o screening, al existir en primera instancia un muy elevado número de posibles afectados, a que el radionucleido tenía períodos de semidesintegración y biológico relativamente bajos, y a que la alarma social se desató más de quince días tras la contaminación.

Como muestra la *Figura 1* el <sup>210</sup>Po puede ser detectado mediante Espectrometría de Centelleo, obteniéndose un espectro en el que aparece en equilibrio secular con los emisores beta <sup>210</sup>Pb y <sup>210</sup>Bi.

Diferentes ensayos realizados en el laboratorio de bioeliminación sobre muestras de orina a las que se añadían cantidades conocidas de <sup>210</sup>Po, permitieron obtener y verificar que la espectrometría de centelleo permitía cuantificaciones de actividad superiores a 6.53 Bq/L, obteniéndose espectros como el que se muestra en la *Figura 2*, en el que puede apreciarse el pico superior originado por la adición de 6,16 Bq (en azul) y el inferior con 0,21 Bq (en rojo).

La aplicación de esta técnica sobre las muestras analizadas se basó en la toma por duplicado de una alícuota de 3 mL de muestra de orina de 24 horas, previamente validada mediante la determinación de creatinina <sup>(7)</sup>. Posteriormente se añaden al vial 15 mL de cóctel de centelleo Ultima-Gold™, de la firma Packard, cóctel de centelleo de elección para muestras con extinción originada por color, fruto de estudios previos realizados en el laboratorio <sup>(8,9)</sup>. Posteriormente, las muestras se agi-

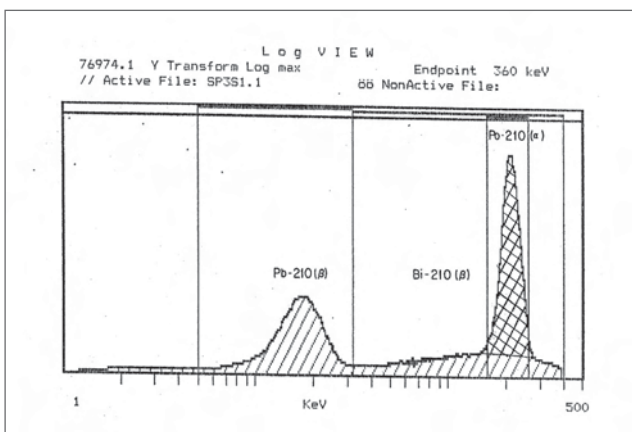


Figura 1: Espectro Beta del <sup>210</sup>Pb en equilibrio secular con <sup>210</sup>Bi y <sup>210</sup>Po

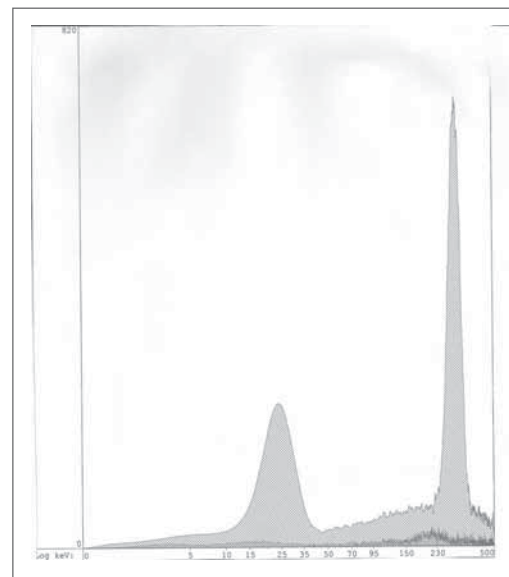


Figura 2: Espectros Beta de muestras de orina trazadas con cantidades conocidas de <sup>210</sup>Po en presencia de cóctel de centelleo Ultima-Gold™.

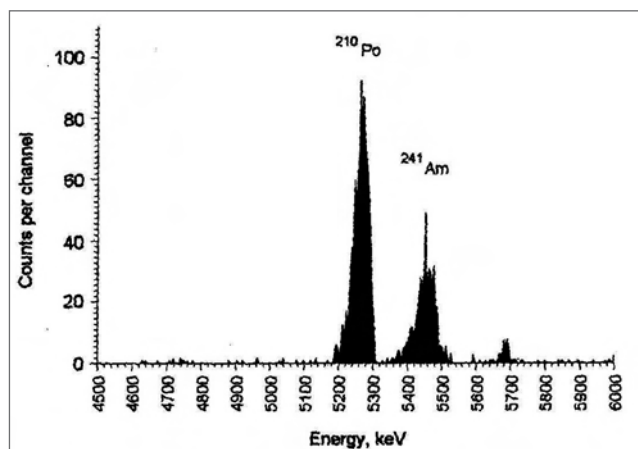


Figura 3: Espectro Alfa obtenido mediante la aplicación de procedimientos de separación radioquímica.5

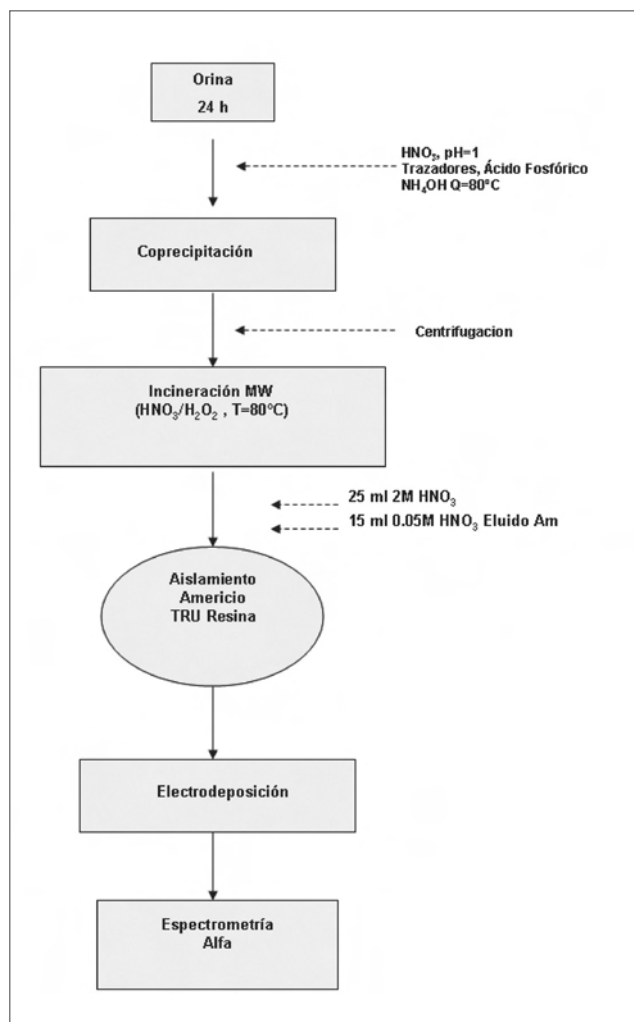
tan enérgicamente con el fin de que la disolución sea lo más homogénea posible, y se dejan estabilizar y enfriar en el interior del equipo de centelleo durante al menos dos horas antes de iniciarse la medida. Transcurrido el tiempo de estabilización se mide en el espectrómetro de centelleo TriCarb 3159 LL durante 12 horas, preestableciéndose tres regiones de contaje de 0-2000 keV, 300-500 keV y 400-500 keV.

### Espectrometría Alfa con separación de Polonio por columna cromatográfica

La técnica de medida más apropiada para la cuantificación de actividad de  $^{210}\text{Po}$  en orina es la Espectrometría Alfa. La bibliografía describe la posibilidad de analizar el isótopo mediante procesos de separación radioquímica empleando columnas de extracción permitiendo distinguir las contribuciones procedentes de  $^{210}\text{Po}$  y de  $^{241}\text{Am}$  ( $E_{\alpha} = 5.48 \text{ MeV}$ ) en una misma muestra de orina, tal y como muestra la *Figura 3*.

Se adaptó y modificó el procedimiento existente en el laboratorio de bioeliminación para la cuantificación de actividad de  $^{241}\text{Am}$  a las características intrínsecas del  $^{210}\text{Po}$ , destacándose la volatilidad del mismo a temperaturas superiores a  $80^{\circ}\text{C}$ , con el fin de minimizar pérdidas del radionucleido en el proceso.

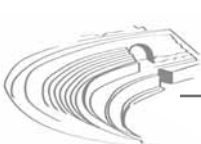
Como muestra el esquema de la *figura 4*, el proceso se basa en un pre-tratamiento y concentración de 1 Litro de la muestra suministrada mediante la adición del trazador en calor y agitación, precipitándose los radionucleidos en medio básico. Tras la sedimentación durante la noche, el precipitado formado se centrifuga y se incinera mediante tratamiento con una mezcla  $\text{HNO}_3 / \text{H}_2\text{O}_2$  en horno microondas y en reactores a presión cerrados, durante 1 hora a  $80^{\circ}\text{C}$ .



La muestra es posteriormente evaporada y el residuo se redissuelve en  $\text{HNO}_3$  2M, separándose los isótopos mediante el empleo de la columna de extracción Tru-Resin. El eluido se lleva a sequedad y es depositado para ser medido mediante espectrometría alfa durante un tiempo de 300000 segundos.

### RESULTADOS Y CONCLUSIONES

El laboratorio de bioeliminación se encargó de la recepción y distribución de las muestras de orina procedentes de pasajeros de vuelos y turistas del hotel afectado, determinando su validez, así como de la realización de un primer análisis mediante espectrometría de Centelleo en Fase Líquida. Los resultados de actividad obtenidos en las 4 muestras de orina analizadas fueron  $< \text{AMD}$  ( $\text{AMD} = 6.53 \text{ Bq/L}$ ).



Aunque en el laboratorio de bioeliminación se adaptaron y desarrollaron procedimientos de medida específicos para la cuantificación de actividad de  $^{210}\text{Po}$  en muestras de orina, dada la rapidez en el análisis de muestras y los niveles de detección obtenidos, la estrategia finalmente adoptada por el Ciemat fue que las determinaciones mediante espectrometría alfa se realizaran en el laboratorio de Radiactividad Ambiental mediante *espectrometría alfa por autodeposición sin procesos de separación radioquímica*, adaptando el procedimiento de medida de  $^{210}\text{Po}$  en muestras de aguas a muestras de orina, debido a que el tiempo total de análisis era inferior.

En situaciones de Emergencia como la vivida, la aplicación de métodos rápidos como la Espectrometría de Centelleo permite agilizar y tomar decisiones a la hora de priorizar el análisis de las muestras a cuantificar. Instituciones internacionales adoptaron esta medida, que adicionalmente permite tranquilizar a la población expuesta.

La Espectrometría de Centelleo en Fase Líquida es una técnica que cumple con los objetivos expuestos, ofreciendo la posibilidad de discriminar entre emisores alfa y beta en una misma muestra. En algunos casos, las energías de emisión para nucleidos alfa y beta pueden superponerse, dificultando la discriminación procedente de cada radionucleido implicado en el análisis. Sin embargo, el equipo aprovecha que los tiempos de decaimiento de pulso son diferentes. El Espectrómetro TriCarb-3150 LL existente en el laboratorio de bioeliminación está equipado con la característica de análisis de decaimiento de pulso (Pulse Decay Análisis, PDA)<sup>(10)</sup> como método de optimización de la discriminación de los pulsos de los radionucleidos. Para ello se debe establecer ensayos de calibración mediante el contaje de estándares de un emisor beta puro y un emisor alfa puro.

Por todo ello, en el Servicio de Dosimetría Interna se ha detectado la necesidad de iniciar nuevas vías

de investigación de métodos alternativos de análisis, que permitan dar respuestas rápidas a modo de screening con sensibilidad menor en cuanto a la detección y al tipo de efectos cuantificados pero que facilitan la priorización de análisis más tediosos y largos.

## REFERENCIAS

1. G. Jia et al. *Applied Radiation and Isotopes* 61 (2004) 279-282.
2. Hoja informativa sobre polonio-210. HPS. *Health Physics Society* (<http://hps.org>)
3. M.N. Al-Arifi et al. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol 269, No.1 (2006) 115-118.
4. *Environmental Measurements Laboratory*. U.S. Department of Energy. HAS L-300 28<sup>th</sup> Edition. 1997
5. D. Arginelli et al. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol 263, N<sup>o</sup>.2 (2005) 275-279.
6. *Procedimiento Específico PE-IA-DR-04. Determinación de Americio ( $^{241}\text{Am}$ ) en muestras de orina mediante Espectrometría Alfa en el Servicio de Dosimetría Interna*. CIEMAT. 1999
7. *Procedimiento Específico PE-IA-DR-16. Determinación de Creatinina en muestras de orina en el Servicio de Dosimetría Interna*. CIEMAT. 2000
8. *Guidance on Individual Monitoring Programmes for Radioisotopic Techniques in Molecular and Cellular Biology*. M.T. Macías, T. Navarro, A. Lavara, L.M. Robredo, I. Sierra, M.A. López. *Radiation Protection Dosimetry*. Vol. 105, N<sup>o</sup> 1-4. 335-359. 2003.
9. Evaluación en Muestras Biológicas de Radionucleidos emisores Beta mediante Espectrometría de Centelleo en Fase Líquida. *Aplicación al estudio de Dosis Internas en Técnicas de investigación de Biología Molecular y Celular*. I. Sierra, A. Delgado, T. Navarro, M.T. Macías. Edita: CIEMAT. En prensa. 2007.
10. *QuantaSmart™ for the TriCarb Liquid Scintillation*. Reference Manual. PerkinElmer. 2004.

# DISEÑO DE UN ESPECTRÓMETRO DIRECCIONAL DE NEUTRONES UTILIZANDO TLD-600

M. Lis, J.M. Gómez-Ros, A. Delgado

CIEMAT, Madrid.

## RESUMEN

Este trabajo se centra en el análisis del diseño de un espectrómetro de neutrones basado en dosímetros termoluminiscentes de  ${}^6\text{LiF:Ti,Mg}$  (TLD-600). Los dosímetros están situados a lo largo de tres ejes perpendiculares en el interior de una esfera de polietileno. Se han calculado las funciones respuesta para neutrones monoenergéticos en un rango de energías desde  $10^{-8}$  hasta 100 MeV con el código de transporte de radiación MCNPX 2.5. Para mostrar la viabilidad de este nuevo espectrómetro se ha realizado un proceso de unfolding con MAXED y GRAVEL para dos fuentes comúnmente utilizadas en calibración ( ${}^{241}\text{Am-Be}$  y  ${}^{252}\text{Cf}$ ) y para una fuente de  ${}^{252}\text{Cf}$  moderada con hierro y polietileno. Los resultados obtenidos proporcionan muy buenos resultados mostrando la congruencia por una parte de la matriz respuesta y por otra del proceso en sí de unfolding para la obtención del espectro incidente.

## INTRODUCCIÓN

Los espectrómetros de esferas de Bonner (BSS) fueron desarrollados por primera vez por Bramblett<sup>1</sup> en 1960. Desde entonces, estos espectrómetros han sido probablemente los más utilizados en metrología. Consisten en un detector de neutrones térmicos, comúnmente  ${}^6\text{LiI(Eu)}$ , alojado en el centro de una serie de esferas de distintos diámetro de polietileno. El detector central es sensible en mayor medida a los neutrones térmicos que le llegan una vez han sido moderados en su recorrido a través de la esfera moderadora. A partir de las medidas obtenidas en el detector central para cada una de las esferas, es posible realizar un proceso de unfolding con el fin de obtener la fluencia espectral de los neutrones incidentes.

Desde entonces, se han propuesto variaciones a los espectrómetros de esferas de Bonner. Estas variaciones consistieron, en primer lugar, en el empleo de distintos tipos de detectores tanto activos como pasivos con el mismo conjunto de esferas de Bonner de distintos diámetros<sup>2</sup>, y más recientemente en el empleo de varios detectores (o uno que sea móvil) alojados en una única esfera

moderadora, evitando, por tanto, el tener que trasladar al lugar de irradiación toda una serie de esferas de polietileno<sup>3,4,5</sup>. El empleo de una única esfera de polietileno con los detectores alojados en el interior proporciona además la posibilidad de realizar una única irradiación con todos los detectores en las mismas condiciones evitando por tanto las consecuencias asociadas a una posible variabilidad del campo entre las distintas exposiciones que son necesarias cuando se emplean varias esferas moderadoras y un solo detector.

Siguiendo esta línea, el espectrómetro propuesto consiste en una única esfera de polietileno en la que hay alojados 25 detectores termoluminiscentes  ${}^6\text{LiF:Ti,Mg}$ , TLD-600, distribuidos a lo largo de los tres ejes perpendiculares, teniendo por tanto 9 TLDs dispuestos en cada uno de los ejes (Figura 1).

Este diseño tiene varias ventajas. En primer lugar, el uso de detectores pasivos<sup>6</sup> permite obtener directamente la dosis integrada, lo que elimina los problemas asociados a la dosimetría electrónica. En segundo lugar la forma en

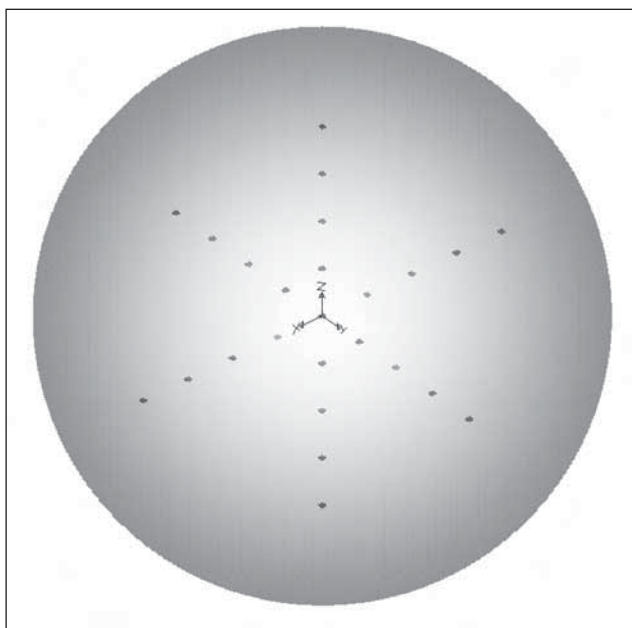


Figura 1.- Diseño del espectrómetro de neutrones.



que están dispuestos podría permitir obtener información direccional, requisito necesario cuando se trabaja con neutrones para obtener las magnitudes dosimétricas dosis equivalente ambiental  $H^*(\vec{d}, \vec{\Omega})$  y dosis equivalente personal  $H_p(\vec{d}, \vec{\Omega})$ .

Para empezar, este trabajo se ha centrado en el estudio como espectrómetro de este nuevo dispositivo<sup>7</sup>, calculando para ello la matriz respuesta a partir de neutrones monoenergéticos con energías que van desde  $10^{-8}$  hasta 100 MeV utilizando para ello simulaciones por Monte Carlo con el código MCNPX 2.5. Posteriormente, se ha comprobado la viabilidad como espectrómetro de este dispositivo simulando dos fuentes de neutrones comúnmente utilizadas en calibración, como son  $^{241}\text{Am}$ -Be y  $^{252}\text{Cf}$  y un tercer espectro de entrada con parte rápida y térmica en el espectro (fuente de  $^{252}\text{Cf}$  moderada con hierro y polietileno). A partir de las simulaciones se ha realizado el proceso de unfolding con el fin de determinar si nuestro dispositivo era capaz de obtener el espectro de fluencia energética para dichas fuentes, obteniendo buenos resultados. De hecho, las simulaciones obtenidas han servido como base del estudio de un instrumento real con el que ya se están obteniendo medidas experimentales muy prometedoras.

**DISEÑO DEL ESPECTRÓMETRO Y PROCEDIMIENTO DE UNFOLDING**

El espectrómetro propuesto consiste en una esfera moderadora de 30 cm de diámetro hecha de polietileno con una densidad de  $0.927 \text{ g/cm}^3$  en la que se han distribuido 25 dosímetros TLD-600, muy sensibles a neutrones térmicos, a lo largo de los tres ejes perpendiculares de la esfera (Figura 1). Las dimensiones de los TLD-600 son  $0.3 \times 0.3 \times 0.09 \text{ cm}^3$  con 94.9 % de  $^6\text{Li}$  y 5.1 % de  $^7\text{Li}$  y una densidad de  $2.64 \text{ g/cm}^3$ .

Debido a la anisotropía del detector con respecto a la dirección de incidencia de los neutrones, la medida proporcionada por cada dosímetro en una posición determinada dentro de la esfera,  $M(\vec{r}_i)$ , está dada por la convolución de la distribución espectral y angular de la fluencia,  $\Phi E, \Omega$ , con la función respuesta angular  $R(E, \Omega, \vec{r}_i)$  de la forma<sup>8</sup>:

$$M(\vec{r}_i) = k_i \iiint dE d^2\Omega \Phi_{E,\Omega}(E, \Omega) R(E, \Omega, \vec{r}_i)$$

Sin embargo, para aquéllas condiciones de exposición en las que no es necesario considerar la dependencia angular, se puede obtener una relación más sencilla para aquéllos detectores situados a lo largo de uno de los ejes, proporcionando cada uno de ellos una lectura,  $M_p$ , obteniéndose de esta forma:

$$M_i = k_i \int dE \Phi_E(E) R_i(E) \quad (2)$$

donde  $\Phi E$  es la fluencia espectral de neutrones, y  $R_i(E)$ , es la función respuesta en energías para el detector  $i$ -ésimo, extendiéndose la integral en todo el rango de energías de los neutrones en el que van a obtenerse las medidas.

La ecuación (2) es formalmente idéntica a la ecuación integral de Fredholm que describe la respuesta para los sistemas convencionales de esferas de Bonner, con lo que es de esperar que los métodos de unfolding utilizados en este sistema puedan también emplearse en el diseño que nos ocupa. De hecho, los resultados confirman que así ha sido. Para hacer el proceso de unfolding se han utilizado dos códigos conocidos. Éstos son el GRAVEL<sup>9,10</sup>, basado en un método de mínimos cuadrados no lineales, y el MAXED<sup>11</sup>, que utiliza el principio de máxima entropía.

**MATRIZ RESPUESTA**

La matriz respuesta se ha calculado mediante simulaciones por Monte Carlo para 51 energías equidistantes logarítmicamente desde 0.01 eV hasta 100 MeV suponiendo una fuente puntual emitiendo isotrópamente a una distancia de 100 cm del centro de la esfera situada sobre uno de los ejes coordenados. El código que se utilizó en las simulaciones fue MCNPX 2.5<sup>12</sup>. Las secciones eficaces que se utilizaron fueron las de la librería ENDF60. Del mismo modo se consideraron en las simulaciones las tablas de secciones eficaces,  $S(\alpha, \beta)$  en polietileno, así como la producción de neutrones secundarios generados a partir de los primarios y las reacciones fotonucleares ( $\gamma, n$ ). La respuesta en los TLDs viene determinada por el número de reacciones  $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$ .

La comparación de la matriz respuesta con la calculada por otros autores para distintos diseños de detectores de neutrones como las esferas de Bonner convencionales sólo

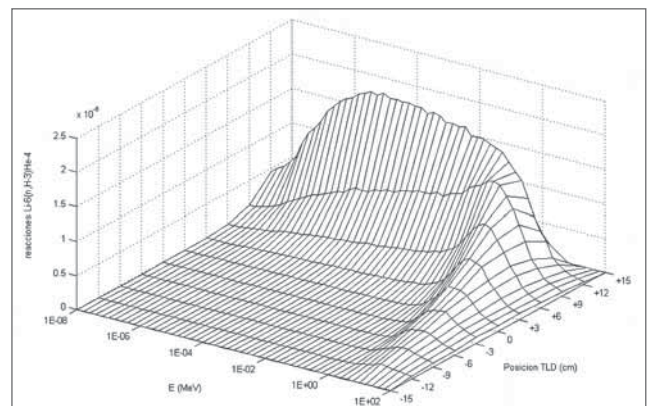


Figura 2.- Matriz respuesta.



es posible para el detector central<sup>2</sup> y para diseños similares<sup>3,4</sup>, en cuyo caso la respuesta encontrada es equivalente.

La *figura 2* muestra la dependencia en energía de las funciones respuesta para los TLDs localizados a lo largo de la dirección de incidencia de los neutrones. Como se puede apreciar, las curvas muestran un máximo centrado a diferentes energías dependiendo de la posición del TLD, indicando, por tanto, la información espectral subyacente. Para neutrones térmicos o de energías más bajas los máximos de las curvas se corresponden con TLDs más cercanos a la fuente, mientras que a energías mayores, las posiciones de los picos se encuentran para TLDs más alejados de la fuente.

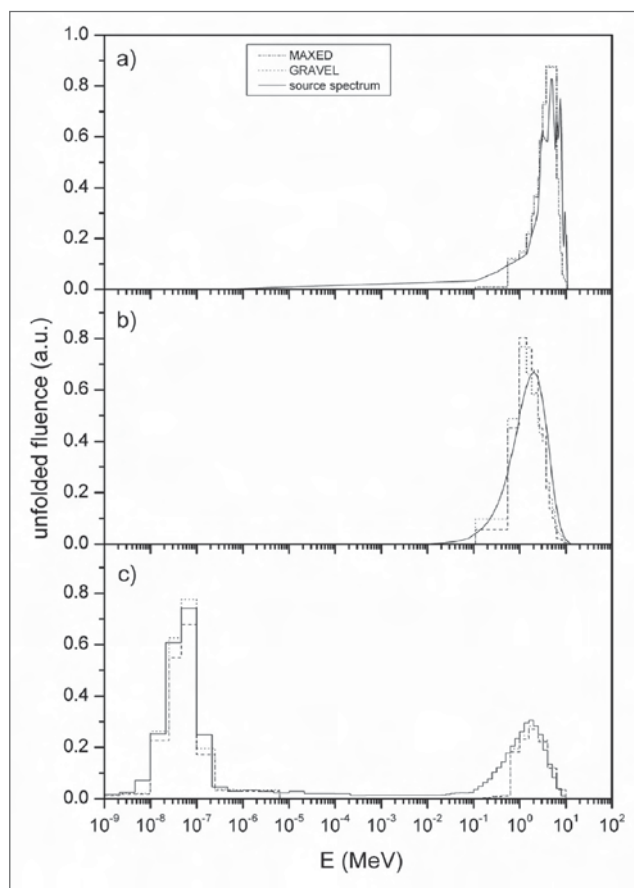
## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Con el fin de evaluar el funcionamiento como espectrómetro de este dispositivo se han realizado tres simulaciones con MCNPX 2.5 para tres fuentes, <sup>241</sup>Am-Be<sup>14</sup>, <sup>252</sup>Cf desnudo<sup>13</sup> y <sup>252</sup>Cf moderado con hierro y polietileno<sup>14</sup> con el fin de calcular la correspondiente respuesta para cada uno de los dosímetros de acuerdo con la *ecuación(2)*. Con estos resultados se llevaron a cabo los procesos de unfolding haciendo uso de la matriz respuesta previamente calculada para la geometría de la *figura 1* con el fin de obtener el espectro de fluencia inicial de las fuentes. Para ello se utilizaron los códigos MAXED y GRAVEL del paquete de unfolding comercial UMG 3.3<sup>15</sup>.

Los resultados del proceso de unfolding se muestran en la *figura 3*, donde se comparan éstos con el espectro original de cada una de las fuentes empleadas. En todos los casos se obtiene buen acuerdo entre el espectro de salida obtenido a partir del unfolding y el de entrada. Por otra parte, la excelente reproducibilidad entre el espectro de salida y el original para el caso de la fuente de Cf moderada con hierro y polietileno, muestra la utilidad potencial del dispositivo descrito para su utilización en la determinación de espectros complejos con una parte térmica y otra rápida, como suelen encontrarse en instalaciones nucleares.

## CONCLUSIONES

En este trabajo se ha procedido a evaluar la utilidad de un nuevo dispositivo como espectrómetro de neutrones basado en dosímetros de termoluminiscencia TLD-600 distribuidos en diferentes posiciones en el interior de una esfera de polietileno de 30 cm de diámetro. Para ello, se ha recurrido al código MCNPX 2.5 como primera aproximación al estudio de un dispositivo real. Se ha calculado la matriz respuesta en el rango de energías que



*Figura 3.- Espectros obtenidos mediante el unfolding con el MAXED y GRAVEL comparados con los espectros originales para el caso de a) fuente de <sup>241</sup>Am-Be, b) fuente de <sup>252</sup>Cf y c) fuente de <sup>252</sup>Cf moderado con hierro y polietileno.*

va desde 0.01 eV hasta 100 MeV. A partir de las matrices respuesta y de nuevas simulaciones se han obtenido los espectros de fluencia de tres fuentes de neutrones utilizando para ello los códigos de unfolding MAXED y GRAVEL. Los resultados obtenidos para las fuentes de <sup>241</sup>Am-Be y <sup>252</sup>Cf indican que el dispositivo propuesto permite obtener el espectro de referencia dentro de una incertidumbre aceptable para las energías típicas encontradas en aplicaciones dosimétricas. Los resultados obtenidos para la fuente de <sup>252</sup>Cf moderada con hierro más polietileno, indican que el dispositivo también puede discriminar entre componentes térmica y rápida en un rango de energías bastante extenso.

El uso de una sola esfera con varios dosímetros (permitiendo, por tanto, una única exposición) convierte a este espectrómetro en especialmente interesante para aquellas situaciones en las que el espectro puede fluctuar con



el tiempo y por tanto cambiar durante la medida, como de hecho suele ocurrir en dosimetría personal y de área.

## AGRADECIMIENTOS

Los autores desean agradecer al Dr. Andreas Zimbal (PTB) el habernos proporcionado el paquete de unfolding UMG 3.3. Este trabajo ha sido parcialmente financiado por el proyecto CICYT ENE2004-07409 y por la beca FPI CIEMAT 2112/2004-21 (BOE No. 21, 25 enero 2005, pp 2932-2939).

## REFERENCIAS

1. R. L. Bramblett, R. I. Swing and T. W. Bonner. Nucl. Instrum. Meth. 9, 1-12 (1960)
2. H. R. Vega Carrillo, B. W. Wehring, K. G. Veinot and N. E. Hertel. Radiat. Prot. Dosim. 81, 133-140 (1999).
3. H. Toyokawa, A. Uritani, C. Mori, N. Takeda and K. Kudo. Radiat. Prot. Dosim. 70, 365-370 (1997).
4. S. Yamaguchi, A. Uritani, H. Sakai, C. Mori, T. Iguchi, H. Toyokawa, N. Takeda and K. Kudo. Nucl. Instrum. Meth. A422, 600-605 (1999).
5. P. Drake and J. Kierkegaard. Radiat. Prot. Dosim. 81, 271-276 (1999).
6. A. Delgado, J.L. Muñiz, J.M. Gómez-Ros, A. Romero and R. Rodríguez. Radiat. Prot. Dosim. doi:10.1093/rpd/ncm210 (2007 in press).
7. J. L. Muñiz, M. C. Vicente, E. M. González, A. M. Romero, M. Embid and A. Delgado. Radiat. Prot. Dosim. 110, 243-248 (2004).
8. M. Reginatto, M. Luszik-Bhadra and F. d'Errico. Radiat. Prot. Dosim. 110, 539-543 (2004).
9. M. Matzke. *Unfolding of pulse height spectra: the HEPRO program system*. Report PTB-N-19. Braunschweig (1994).
10. M. Matzke. Radiat. Prot. Dosim. 107, 155-174 (2003).
11. M. Reginatto, P. Goldhagen and S. Neumann. Nucl. Instrum. Meth. A476, 242-246 (2002).
12. D. B. Pelowitz (ed.). MCNPX User's Manual Version 2.5.0. Report LA-CP-05-0369 (2005).
13. *International Standard Organization (ISO) Reference neutron radiations Part 1: Characteristics and methods of production*. International Standard ISO 8529-1 (2001).
14. International Atomic Energy Agency (IAEA). *Compendium of neutron spectra and detector responses for radiation protection purposes*. Technical Reports Series No. 403. Vienna (2001).
15. M. Reginatto, B. Wiegand, A. Zimbal and F. Langner. UMG version 3.3: Unfolding with MAXED and GRAVEL (2006).



## DOSIMETRÍA POR MONTECARLO. EJEMPLOS DE APLICACIÓN DE LOS MANIQUÉS NUMÉRICOS EN DOSIMETRÍA INTERNA

M. Roch <sup>1</sup>, E. Gallego <sup>1</sup>, J. M. Gómez-Ros <sup>2</sup>

<sup>1</sup> Departamento de Ingeniería Nuclear, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, Universidad Politécnica de Madrid, Madrid.

<sup>2</sup> Unidad de Dosimetría, Departamento de Medio Ambiente, CIEMAT, Madrid

### INTRODUCCIÓN

Se presenta un trabajo exploratorio en el campo de la dosimetría numérica por Monte Carlo, y concretamente, en la utilización de maniqués numéricos detallados obtenidos a partir de imágenes de TAC (los llamados "voxel phantom").

Realizando cálculos con el código MCNP-4C<sup>(1)</sup> y dicho maniqué detallado, se ponen de manifiesto discrepancias importantes con los empleados hasta ahora como referencia estándar, en cuanto a las fracciones de energía

depositados en órganos blanco por fotones monoenergéticos ubicados en una serie de órganos fuente. En dichos factores está la base de los coeficientes de conversión a dosis por cada unidad de actividad que llega al órgano, por lo que su estimación por métodos más realistas puede contribuir a un cambio significativo de los factores de cálculo de dosis internas <sup>(2)</sup>. La Comisión Internacional de Protección Radiológica (Comité 2) trabaja actualmente en la preparación de maniqués de referencia de este tipo basados en características de personas reales.

## HERRAMIENTAS DE CÁLCULO

Aparte del código MCNP-4C, se han empleado como herramientas complementarias los programas Sabrina y Body Builder (©White Rock Science) que, respectivamente, permiten verificar visualmente las geometrías definidas por archivos de entrada MCNP y generar los maniqués matemáticos representativos de personas de cualquier edad, desde niños hasta adultos (véase la figura 1), con arreglo a las funciones definidas por Cristy y Eckerman (Oak Ridge Nacional Laboratory<sup>(3)</sup>) de uso habitual en los últimos quince años. Estos maniqués matemáticos se generan empleando combinaciones de figuras geométricas (esferas, cilindros, conos, elipsoides...) y solamente tres tipos de tejido (pulmones, esqueleto y resto de tejidos blandos).

Como maniqué numérico detallado se ha empleado el desarrollado por Zubal y col. (1994)<sup>(4)</sup>, construido a partir de imágenes de tomografía computerizada y constituido por elementos cúbicos de 3,6mm de lado, incluidos en una matriz de 147 archivos con 192 x 96 elementos cada uno (véase la figura 2). Se han estudiado las masas de los órganos, los materiales de su composición, el tipo de geometría que los caracteriza y la metodología de elaboración de los archivos de entrada para el código de transporte, habiendo sido necesario adaptar un programa en lenguaje Fortran para traducir el modelo numérico detallado a un archivo de entrada válido para el código MCNP-4C.

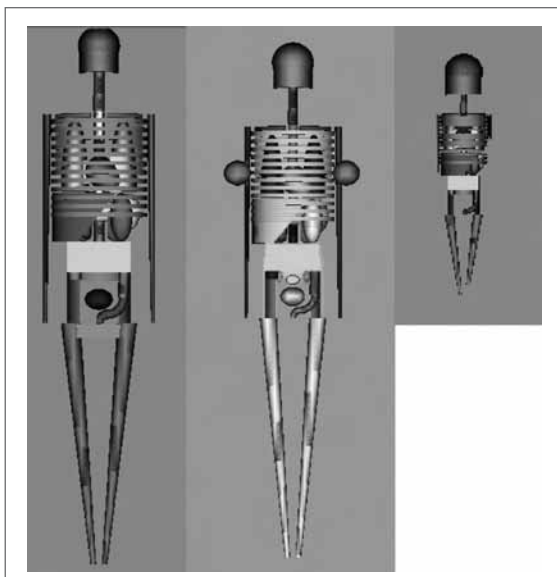


Figura 1.- Ejemplos de maniqués matemáticos de hombre adulto, mujer y bebé, implementados para MCNP-4C, con arreglo a las funciones definidas por Cristy y Eckerman<sup>(3)</sup>.

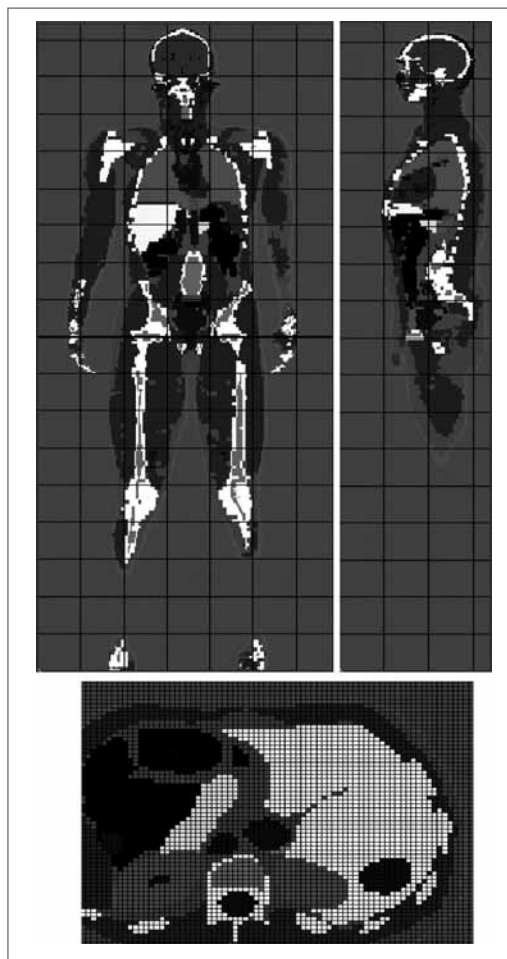


Figura 2.- Vista general del maniqué numérico de Zubal<sup>(4)</sup> y de un detalle (sección abdominal).

## ESTUDIO DOSIMÉTRICO DE LA INCORPORACIÓN DE <sup>131</sup>I EN LA GLÁNDULA TIROIDES.

Con el maniqué matemático se ha hecho un estudio de la presencia de <sup>131</sup>I en el tiroides. El objetivo era estudiar la variación de la dosis efectiva según el nivel de captación del tiroides. Para ello se tuvieron en cuenta los resultados del modelo biocinético de la CIPR para dicho isótopo en forma de yoduro sódico<sup>(5)</sup>, que incluye entre sus resultados los tiempos medios de residencia del radionucleido en el tiroides, el estómago, el intestino delgado, los riñones, la vejiga y el resto del cuerpo. Mediante el cálculo de Monte Carlo, se ha determinado, para cada uno de los órganos anteriores –considerados como “fuente”–, la fracción de la energía de la radiación emitida que es absorbida por los distintos órganos “blanco”, por unidad de masa de éstos, y la dosis equivalente tanto para la radiación  $\gamma$  como para la  $\beta$  emitida por el <sup>131</sup>I.



Para estimar la contribución de la emisión  $\beta$  del  $^{131}\text{I}$ , se ha tenido en cuenta que el recorrido libre medio de las partículas  $\beta$  es pequeño, por lo que se puede asumir la hipótesis de que toda la energía de cada partícula  $\beta$  emitida por un órgano es absorbida por este. El  $^{131}\text{I}$  emite partículas beta de seis energías diferentes, cuya energía media ponderada es de 0,18132 MeV. A este respecto, se han considerado cuatro grupos de órganos:

- Pared vejiga, pared estómago, pared intestino delgado. Que se caracterizan porque su contenido es “fuente” y su pared “blanco”. En ellos, existen dos contribuciones  $\beta$ , una procedente de su contenido y otra procedente de la parte correspondiente a la fuente definida como “resto del organismo”.
- Superficies óseas, médula roja. Son órganos solo “blanco”, excepto su parte proporcional perteneciente a la fuente “resto del organismo”.
- Riñones, tiroides. Para los que existen dos contribuciones beta distintas a la dosis absorbida. Una primera debida a la propia contribución del órgano que es “fuente”, y una segunda que procede de la fuente “resto del organismo”.
- Resto de órganos, que se reparten la contribución  $\beta$  procedente de la fuente definida como “resto del cuerpo”.

A partir de la dosis equivalente en cada órgano, se ha calculado la dosis efectiva utilizando los correspondientes factores de ponderación de cada uno de ellos, y se ha estudiado su variación en función del nivel de captación del  $^{131}\text{I}$  por el tiroides. El resultado final se muestra en la *figura 3*. Se observa en el resultado final que la dosis efectiva aumenta de forma lineal con el nivel de captación, es decir, con el tiempo de residencia del radionucleido en el tiroides.

De los cálculos intermedios se ha podido concluir que para un nivel de captación del 0%, la dosis más alta se da en la pared de la vejiga, ya que al no existir captación en el tiroides, la mayor parte del radionucleido pasa relativamente rápido a la vejiga para ser eliminado. Otros órganos con dosis altas son los riñones, que participan en la eliminación del isótopo, las superficies óseas y el útero, por cercanía a la vejiga. Si el nivel de captación se aumenta a un 5%, en los órganos anteriores: pared vejiga, riñones, superficies óseas y útero, se detecta una dosis ligeramente superior a la del caso anterior. Sin embargo, la dosis en estómago e intestino delgado aumentan considerablemente, al ser estos órganos donde permanece el isótopo un tiempo suficiente. Así mismo, en cuanto la captación en tiroides es no nula, la dosis detectada en este órgano crece significativamente, pasando a ser casi dos órdenes

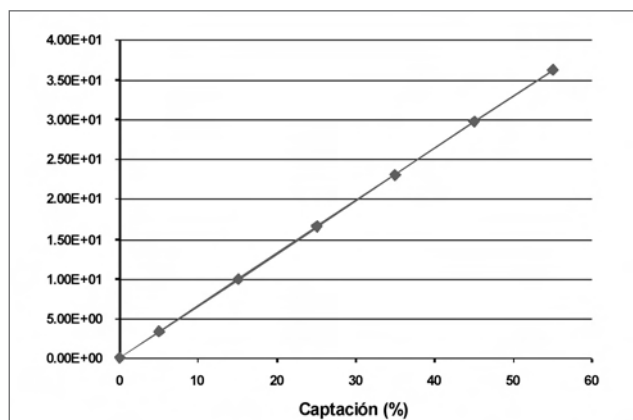


Figura 3.- Dosis efectiva (mSv / MBq) en función del nivel de captación de  $^{131}\text{I}$  por el tiroides.

de magnitud mayor que para el resto de órganos. Al aumentar gradualmente la captación, al 15, 25, 35, 45 y 55 %, la dosis estimada en el tiroides sube hasta alcanzar niveles de 700 mGy/MBq. En el resto de los órganos la dosis va aumentando de forma más gradual, excepto en aquéllos que están próximos al tiroides, como el cerebro y el esófago, donde la dosis sube más rápidamente. Cabe concluir que a partir de captaciones del 5%, la dosis efectiva viene dominada por la dosis equivalente en el tiroides, y las dosis estimadas en el resto de los órganos no son relevantes. Los valores obtenidos son algo superiores a los reportados por el grupo de trabajo RADAR <sup>(6)</sup>.

### CÁLCULO DE LAS FRACCIONES ESPECÍFICAS DE ABSORCIÓN DE ENERGÍA CON DIFERENTES APROXIMACIONES NUMÉRICAS

Por último, se han determinado las fracciones de energía (fracción total y específica de energía absorbida, SAF) depositadas en órganos blanco, por fotones monoenergéticos ubicados en una serie de órganos fuente, comparando los resultados obtenidos con ambos maniqués, frente a los de la ICRP23<sup>(7)</sup>. El objetivo era comprobar la metodología de cálculo y la capacidad del código para simular este tipo de interacciones en geometrías complejas.

Para comprobar la validez del maniqué matemático empleado (*Figura 1*), en primer lugar se hicieron varias simulaciones que consideraron como órganos “fuente” el hígado, el estómago y los riñones, y como órganos “blanco” la vesícula biliar, el páncreas y las glándulas suprarrenales. En ellas se obtuvieron resultados casi idénticos a los publicados en la literatura <sup>(8)</sup> para maniqués de distinta “edad”.

Posteriormente, y ya con el maniqué numérico detallado

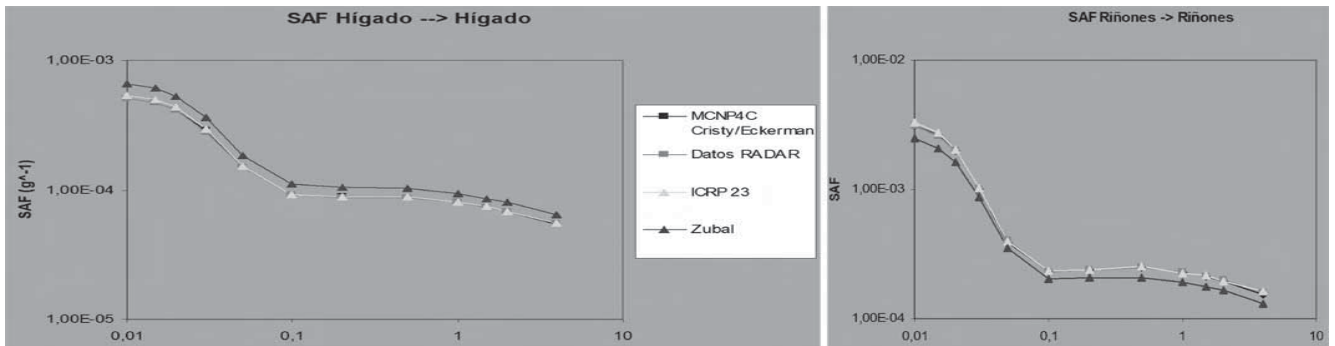


Figura 4.- Ejemplos de fracciones específicas de energía depositadas al coincidir órgano “fuente” y “blanco”, en función de la energía de los fotones emitidos.

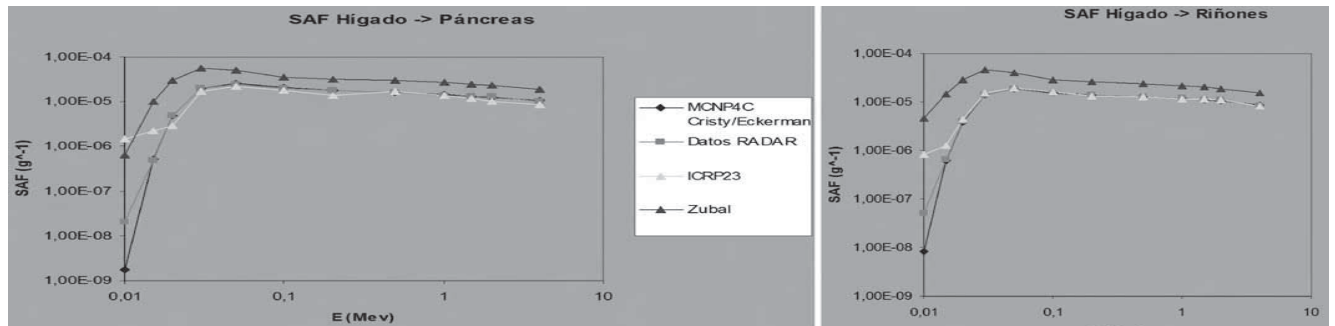


Figura 5.- Ejemplos de fracciones específicas de energía depositadas entre diferentes órganos “fuente” y “blanco”, en función de la energía de los fotones emitidos.

de Zubal (Figura 2), para mantener el problema dentro de límites manejables, dada la naturaleza exploratoria del estudio, únicamente se han considerado como órganos “fuente” y “blanco” el hígado y los riñones. Se simuló fotones monoenergéticos de varios valores desde 0,01 a 4 MeV. En todos los cálculos se ajustó el número de partículas considerado para poder obtener un error en el cálculo de Monte Carlo inferior al 3% (entre 3 y 100 millones de historias).

Al considerar el mismo órgano “fuente” y “blanco” (Figura 4), las diferencias entre el modelo matemático y los datos publicados por la ICRP no llegan al 1% en ambos casos. Sin embargo se dan diferencias máximas entre el maniquí matemático y el maniquí detallado (voxel) de hasta un 15%. La explicación hay que buscarla en las diferencias en volumen, forma geométrica y composición de los órganos que componen los maniqués.

Para diferente órgano “fuente” y “blanco” (Figura 5), entre los datos calculados con el maniquí matemático y los publicados en la ICRP, las diferencias son pequeñas, del orden del 1% excepto para las energías más reducidas. Sin embargo, entre el maniquí matemático y el numérico detallado (voxel), las discrepancias son muy grandes en todo el rango de energías debido a la superposición de los órganos (hígado y riñones) y a las diferentes masas, composiciones y densidades, entre otras razones.

## CONCLUSIONES

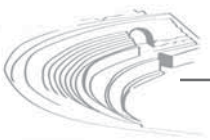
Cabe concluir que los maniqués matemáticos empleados hasta el momento en aplicaciones para dosimetría interna presentan serias limitaciones. Es evidente que los maniqués numéricos detallados o “voxel phantom”, combinados con los potentes códigos de Monte Carlo disponibles en la actualidad permiten un modelado mucho más realista. Por ello, no es de extrañar que su empleo vaya haciéndose cada vez más amplio, existiendo un grupo de trabajo de la ICRP sobre el tema que está preparando recomendaciones y maniqués estándar con este fin.

## AGRADECIMIENTOS

Para realizar este trabajo se contó con una beca de Fin de Carrera dotada por la *Cátedra de Seguridad Nuclear CSN-UPM “Federico Goded”*.

## REFERENCIAS

1. Breisemeister, J. F. Ed. MCNP™: a general Monte Carlo N-particle transport code, Los Alamos National Laboratory Report LA-13709-M. (2000).
2. Gualdrini, G. and Ferrari, P., Monte Carlo Evaluated Parameters for Internal Dosimetry. *Radiat Prot Dosimetry* publis-



- hed 6 June 2007, 10.1093/rpd/ncm194. <http://rpd.oxfordjournals.org/cgi/content/abstract/ncm194v1>
3. Eckerman, K. F., Cristy, M. and Ryman, J. C. The ORNL *Mathematical Phantom Series*. Oak Ridge National Laboratory Report (Dec. 1996). Disponible en <http://homer.hsr.ornl.gov/VLab/VLabPhan.html>.
  4. Zubal, G.; Harrell, C.; Smith, E.; Ratner, Z.; Gindi, G.; Hoffer, P. *Computerized three-dimensional segmented human anatomy*. Math. Phys. 21:299-302; 1994.
  5. International Commission on Radiological Protection. *Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals*. ICRP publication 53. Annals of the ICRP, Vol. 18, Issue 1-4 (1987).
  6. <http://www.doseinfo-radar.com/NMdosers.xls>
  7. International Commission on Radiological Protection. *Report of the Task Group on Reference Man. Appendix I: Specific Absorbed Fractions of photon energies for reference man*. ICRP publication 23 (1975).
  8. Stabin, M. G., Siegel, J. A. *Physical models and dose factors for use in internal dose assessment*. Health Physics 85: 294-310. Sept. (2003).



## CARACTERIZACIÓN POR MONTE CARLO DE UN LABORATORIO DE MEDIDAS NEUTRÓNICAS CON FUENTE DE $^{252}\text{Cf}$

I. Donaire <sup>1</sup>, E. Gallego<sup>1</sup>, A. Lorente <sup>1</sup>, H.R. Vega <sup>2</sup>

<sup>1</sup>Departamento de Ingeniería Nuclear, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, Universidad Politécnica de Madrid,  
<sup>2</sup>Unidad Académica de Estudios Nucleares de la Universidad Autónoma de Zacatecas, México

### INTRODUCCIÓN

Se han realizado una serie de cálculos con el código MCNP-4C<sup>(1)</sup> a fin de caracterizar los distintos aspectos relevantes antes de abordar la instalación de una nueva fuente, de  $^{252}\text{Cf}$ , en el Laboratorio de Medidas Neutrónicas del Departamento de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid (LMN-UPM).

En primer lugar, se han comparado varias alternativas posibles en cuanto a materiales y dimensiones para el contenedor de alojamiento de la fuente.

En segundo lugar, se han estudiado los campos de referencia con la fuente de  $^{252}\text{Cf}$  y con la fuente moderada de  $^{252}\text{Cf}$  + esfera de agua pesada. Se han estimado la dosis equivalente ambiental –  $H^*(10)$  – y los espectros neutrónicos que se tendrían en distintos puntos de referencia sobre la bancada de irradiación.

Por último, se ha realizado el estudio dosimétrico para las zonas de trabajo dentro y fuera del laboratorio durante la utilización de la fuente de  $^{252}\text{Cf}$ . Se ha efectuado el cálculo de dosis y espectros neutrónicos que se pueden alcanzar en zonas anejas al LMN-UPM, que son de libre acceso. También se han estudiado las dosis y espectros en la zona de control dentro de la sala del Laboratorio.

### ESTUDIO DE MATERIALES Y DIMENSIONES PARA EL CONTENEDOR DE ALOJAMIENTO DE LA FUENTE

El contenedor de blindaje para la nueva fuente de  $^{252}\text{Cf}$  se piensa que tenga forma cilíndrica, quedando enterrado, con la base superior al nivel del suelo. Dicho blindaje tiene que ser seguro para una persona que se sitúe junto a la cuba de blindaje. Por ello, se ha calculado la dosis equivalente ambiental a un metro de altura sobre el suelo, como referencia para la altura de la mayor parte de órganos vitales.

El contenedor de blindaje estará constituido por una cuba de chapa de acero rellena con material que sea buen moderador y absorbente de neutrones, lo cual requiere materiales hidrogenados. Por otro lado, el hidrógeno presenta el inconveniente de que, al capturar un neutrón, emite un fotón de 2,2 MeV, por lo que el blindaje se convierte a su vez en fuente de fotones. Es por esa complejidad por la que los códigos de Monte Carlo, tipo MCNP, son muy convenientes para este tipo de cálculos.

La *figura 1* muestra los cinco puntos donde se ha calculado con MCNP-4C la dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$  tanto para neutrones como para fotones, a una altura de 1 m sobre el suelo y en una circunferencia

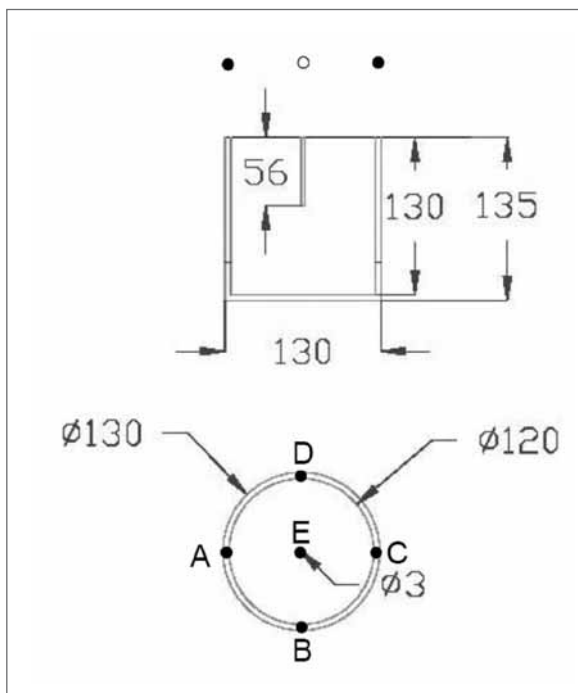


Figura 1.- Puntos de cálculo de dosis, a 1 m de altura y en una circunferencia de radio 65 cm, con la fuente de  $^{252}\text{Cf}$  dentro de la cuba blindada

de radio 65 cm en torno al eje de la cuba. Los puntos en torno a la circunferencia arrojan resultados idénticos debido a la simetría (En caso de pequeñas diferencias, siempre inferiores al 2%, por efecto de la aleatoriedad numérica, se indica el mayor valor obtenido). El punto E está justo sobre la fuente, que al tener que estar alojada en un fino tubo provocará la posibilidad de “visión directa de la fuente”, que sería la peor circunstancia posible.

Como materiales alternativos de blindaje se han considerado los siguientes:

- Agua.
- Polimetilmetacrilato (PMMA).
- Polietileno de alta densidad.
- WEP (Water Extended Poliéster), material que consiste en una mezcla con la misma cantidad de monómero estireno y resina polyester combinadas con más del 65-70% de agua en peso. Posee un número

Tabla 1.- Porcentajes elementales en peso del agua, el PMMA, el WEP y el polietileno.

Elemento	Agua	PMMA	WEP	Polietileno
H	11,2	8	9,7	14,3
C	0	60	25,3	85,7
O	88,8	32	65	0

Tabla 2.- Dosis para fotones [ $H^*(10)$  en  $\mu\text{Sv/h}$ ] para distintos materiales de blindaje y distintos tamaños de la cuba de contención de la fuente de  $^{252}\text{Cf}$  (por n/s emitido por la fuente). Errores inferiores al 1,5%.

Material de relleno	Tamaño de cuba	Puntos A-B-C-D	Punto E
Aire	Grande	1.71E-08	2.16E-08
	Pequeña	2.26E-08	3.02E-08
Agua	Grande	1.78E-08	2.77E-08
	Pequeña	1.55E-08	2.78E-08
PMMA	Grande	1.36E-08	2.22E-08
	Pequeña	1.23E-08	2.30E-08
WEP	Grande	1.52E-08	2.43E-08
	Pequeña	1.34E-08	2.48E-08
Polietileno	Pequeña	1.47E-08	2.62E-08

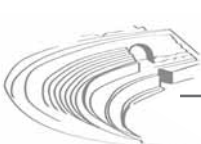
Tabla 3.- Dosis para neutrones [ $H^*(10)$  en  $\mu\text{Sv/h}$ ] para distintos materiales de blindaje y distintos tamaños de la cuba de contención de la fuente de  $^{252}\text{Cf}$  (por n/s emitido por la fuente). Errores inferiores al 2,2%.

Material de relleno	Tamaño de cuba	Puntos A-B-C-D	Punto E
Aire	Grande	6.25E-06	7.76E-06
	Pequeña	6.50E-06	8.60E-06
Agua	Grande	5.84E-09	4.59E-06
	Pequeña	8.55E-09	4.60E-06
PMMA	Grande	5.34E-09	4.61E-06
	Pequeña	7.86E-09	4.61E-06
WEP	Grande	5.08E-09	4.60E-06
	Pequeña	7.74E-09	4.60E-06
Polietileno	Pequeña	7.04E-09	4.42E-06

atómico medio de 3.5 g/mol y una densidad de masa media de 1.1 g/cm<sup>3</sup>. El WEP es fácil de preparar, tiene alto contenido en agua, es resistente al fuego y presenta propiedades de resistencia mecánica entre la madera y el hormigón.

Sus composiciones elementales respectivas se indican en la *tabla 1*.

Se han hecho cálculos para dos tamaños de contenedor. Para la “cuba grande” se considera un cilindro de altura 130 cm y radio 60 cm con una pared de 5 cm de ladrillo alrededor de la cuba de acero. Para la “cuba pequeña” el cilindro es de 70 cm de alto y 30 cm de



radio. Los resultados obtenidos para la dosis equivalente ambiental se indican en las *Tablas 2 y 3*, para fotones y neutrones respectivamente.

A la vista de los resultados anteriores, se concluye que tanto el polietileno, como el PMMA o el WEP podrían ser buenos blindajes. Los fotones producidos en el blindaje siempre suponen mayor tasa de dosis que los neutrones, y parece que el tamaño óptimo no es necesariamente el mayor cuando se suman las dos componentes de la dosis. Por otro lado, el punto E, situado sobre el tubo de alojamiento de la fuente, resulta crítico con respecto a los neutrones, luego debe preverse algún sistema para impedir que una persona pueda situarse justo sobre dicho punto.

Para terminar de resolver la cuestión del diseño del contenedor, próximamente se harán más cálculos considerando una lámina de plomo (1 mm), así como la adición al agua de cierta cantidad de boro natural, para reducir las absorciones en H productoras de fotones.

**ESTUDIO DE LOS CAMPOS DE REFERENCIA PARA LA FUENTE DE 252Cf Y CON 252Cf + ESFERA DE AGUA PESADA**

En este caso, se considera la fuente de <sup>252</sup>Cf situada sobre la bancada sin ningún tipo de blindaje. Esta disposición es la que se adopta cuando se procede a la realización de ensayos de calibración. Es, obviamente, la más limitante en cuanto a seguridad y dosis producida, por la no existencia de blindajes que la atenúen. La

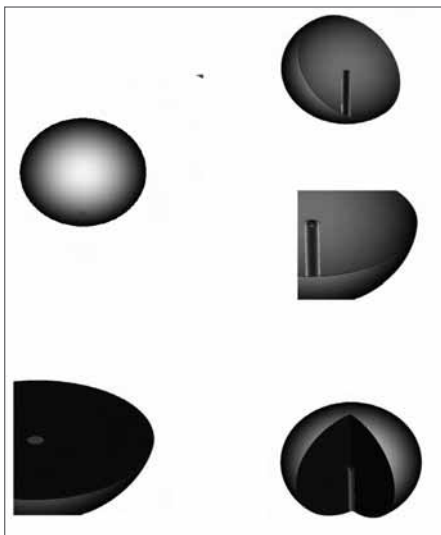


Figura 2.- Detalles del modelo para MCNP-4C de la fuente moderada de 252Cf + esfera de D2O y recubrimiento de Cd.

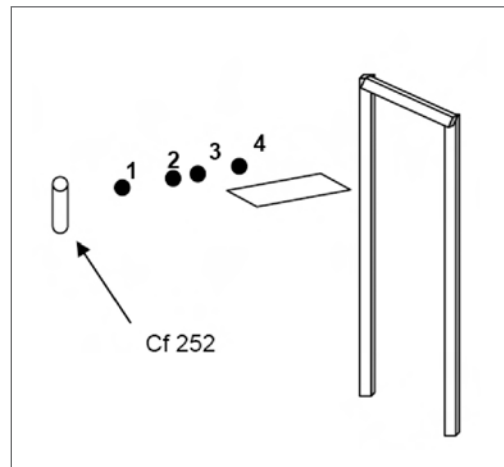


Figura 3.- Esquema de los puntos sobre la bancada en los cuales se ha caracterizado el campo de radiación neutrónica (situados a 50, 100, 115 y 150 cm de la fuente respectivamente)

fente de <sup>252</sup>Cf está contenida en una cápsula protectora de acero inoxidable, que posteriormente se introduce en un cilindro de acero en un extremo de la bancada de irradiación, quedando situada a 3 m de altura sobre el suelo y a 4,5 m de las paredes más cercanas, a fin de reducir la componente de neutrones dispersos. Para el estudio del campo de radiación con la fuente moderada (<sup>252</sup>Cf + esfera de D<sub>2</sub>O), se ha elaborado el modelo detallado correspondiente (ver figura 2).

Los puntos de referencia para los cuales se ha caracterizado el campo neutrónico sobre la bancada se muestran en la figura 3. Están situados a 50, 100, 115 y 150 cm de distancia al centro de la fuente, respectivamente.

Tabla 4.- Dosis neutrónica en [H\*(10) en µSv/h por n/s] en puntos sobre la bancada a 50, 100, 115 y 150 cm de distancia a la fuente. El error es inferior al 0,5% en todos los casos.

Fuente <sup>252</sup> Cf	
Dosis neutrónica H*(10)	Distancia a la fuente (cm)
1.35E-02	50
3.54E-03	100
2.74E-03	115
1.72E-03	150
Fuente <sup>252</sup> Cf + esfera de D <sub>2</sub> O	
Dosis neutrónica H*(10)	Distancia a la fuente (cm)
1.23E-05	50
3.28E-06	100
2.54E-06	115
1.6E-06	150



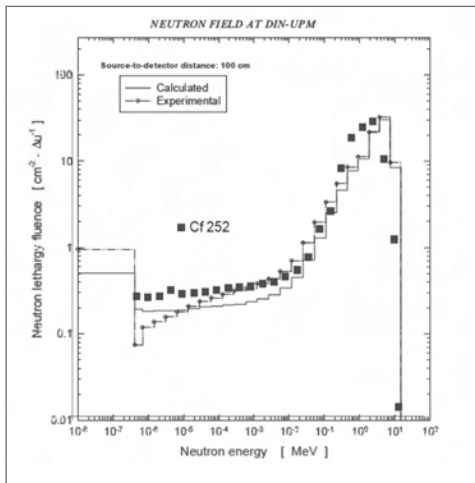


Figura 4.- Espectro neutrónico en unidades de flujo por incremento de letargia ( $\Delta \ln(E/E_0)$ ) en función de las energías de los neutrones que llegan al punto a 100 cm de la fuente de  $^{252}\text{Cf}$  comparados con el de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}(2)$  [en  $\text{cm}^{-2}$  por n/s].

Los resultados en términos de dosis equivalente ambiental se muestran en la *Tabla 4* a continuación para la componente neutrónica. La contribución fotónica es muy reducida en ambos casos.

Como es sabido, la información espectral es de gran importancia en dosimetría de neutrones. Por ello, también se han calculado los espectros correspondientes en cada uno de los puntos. Como ejemplo, en la *figura 3* se muestra el obtenido a 100 cm de la fuente, superpuesto al que se determinó para la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  del LMN-UPM en un estudio previo<sup>(2)</sup>. En la *figura 4* se muestra el espectro para la fuente moderada de  $^{252}\text{Cf}$  + esfera de  $\text{D}_2\text{O}$  y recubrimiento de Cd.

### DOSIMETRÍA EN ZONAS DE TRABAJO DENTRO Y FUERA DEL LMN-UPM, AL UTILIZAR LA FUENTE DE $^{252}\text{Cf}$

El último estudio de caracterización realizado ha consistido en el cálculo de dosis y espectros neutrónicos que se pueden alcanzar en zonas de la planta superior al LMN-UPM, en donde hay despachos y es zona de libre acceso. También se han estudiado las dosis en la zona de control dentro de la sala del Laboratorio, al otro lado del muro existente de bloques de blindaje (*Tabla 5*).

Con todos estos datos se debe tomar la decisión acerca de la actividad máxima de la fuente a adquirir. Dada la limitada carga de trabajo de la instalación, se estima que una fuente de intensidad  $10^7$  (n/s) sería adecuada para no sobrepasar en ningún escenario plausible los límites de dosis para miembros del público.

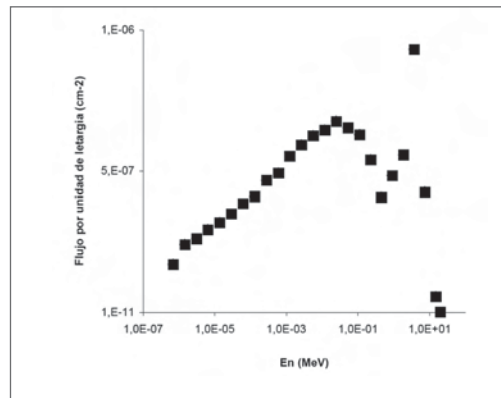


Figura 5.- Espectro neutrónico en unidades de flujo por incremento de letargia ( $\Delta \ln(E/E_0)$ ) en función de las energías de los neutrones que llegan al punto a 100 cm del centro de la fuente moderada de  $^{252}\text{Cf}$  + esfera de  $\text{D}_2\text{O}$  y recubrimiento de Cd [en  $\text{cm}^{-2}$  por n/s].

Tabla 5.- Dosis neutrónica y fotónica para fuente de  $^{252}\text{Cf}$  sobre la bancada [ $H^*(10)$  en  $\mu\text{Sv/h}$  por n/s] en la zona del cuadro de control.

Fuente de $^{252}\text{Cf}$ sobre la bancada	Dosis, $H^*(10)$ ( $\mu\text{Sv/h}$ por n/s)	Error (%)
Neutrones	8,68E-08	0,52
Fotones	2,63E-09	0,44

Cabe añadir que estos cálculos habrán de contrastarse frente a medidas experimentales, con el monitor calibrado de neutrones LB6411 y el sistema de espectrometría mediante esferas de Bonner con detector de  $^6\text{LiI}$  de los que dispone el LMN-UPM.

### AGRADECIMIENTOS

Este trabajo se enmarca en el Acuerdo Específico entre el CIEMAT y la UPM para la mejora del LMN-UPM y su operación como laboratorio secundario de calibración neutrónica, amparado por el Acuerdo suscrito entre el CSN y CIEMAT para la implantación de un sistema de metrología neutrónica en España.

### REFERENCIAS

- Breismeister, J. F. Ed. MCNP™: a general Monte Carlo N-particle transport code, Los Alamos National Laboratory Report LA-13709-M. (2000).
- Gallego, E., Lorente, A. and Vega-Carrillo, H.R. Characteristics of the neutron field of the facility at DIN-UPM. Radiat. Prot. Dosim. 110, 73-79 (2004).



# CÁLCULO DE LA DISTRIBUCIÓN DE DOSIS EN UN MANIQUÍ MATEMÁTICO UTILIZANDO TRES TÉCNICAS DIFERENTES DE MODELIZACIÓN GEOMÉTRICA

B. Juste, R. Miró, S. Gallardo, G. Verdú

*Departamento de Ingeniería Química y Nuclear. Universidad Politécnica de València.*

## RESUMEN

El presente trabajo se ha centrado en el análisis de la distribución de dosis en un maniquí matemático a partir de la simulación del transporte de fotones y electrones pertenecientes a un haz generado por una unidad de Cobaltoterapia Theratron 780® (MDS Nordion) utilizando el código de transporte Monte Carlo MCNP, versión 5.

El objetivo final es comparar la distribución tridimensional de dosis que este haz genera en un maniquí dosimétrico matemático que representa una cabeza humana utilizando diferentes técnicas de modelización y establecer cual de ellas ofrece los resultados más satisfactorios en un tiempo de cálculo asequible como para considerarse su aplicación en el entorno clínico.

## INTRODUCCIÓN

Las simulaciones basadas en el método Monte Carlo en diferentes aplicaciones del área de la física médica se encuentran actualmente en auge, debido, sobretodo, a la naturaleza estocástica de la emisión de radiación, del transporte y de los procesos de detección. Las técnicas Monte Carlo se están aplicando de manera creciente en procesos de simulación de radioterapia, con objeto de cuantificar parámetros físicos difícilmente reproducibles mediante medidas experimentales usuales.

De acuerdo con esto, el presente trabajo simula el transporte de fotones y electrones de un haz de radiación generado en una unidad de Cobaltoterapia Theratron 780® (MDS Nordion), utilizando el código de transporte Monte Carlo, MCNP (Monte Carlo N-Particle), versión 5<sup>(1)</sup>.

El proyecto está principalmente centrado en el cálculo del mapa de dosis tridimensional en el interior de un maniquí dosimétrico matemático que representa a una cabeza humana.

Trabajos anteriores<sup>(2)</sup> validaron el modelo del cabezal de la unidad de cobaltoterapia comparando medidas experimentales tomadas en una cuba de agua heterogénea en el Hospital Provincial de Castellón con los resul-

tados de las curvas de dosis en perfil y profundidad en el interior de la cuba obtenidos mediante la simulación. Partiendo de esta validación, el trabajo se centra ahora en estudiar la mejor manera de introducir modelos de geometrías complejas y heterogéneas en la simulación Monte Carlo.

Para ello, la simulación de este proyecto parte de una fuente superficial (fichero del espacio de fases) situada a dos centímetros de la salida de los colimadores del cabezal, en la cual se almacenó toda la información de la dirección, energía, carga y posición de todas las partículas que la atravesaron en una simulación anterior de todo el sistema de colimación.

La fuente superficial mencionada contiene la información del registro de partículas a partir de un haz de fotones y electrones con un tamaño de campo del colimador de 10 cm x 10 cm y que incide sobre la superficie del maniquí a una distancia de la fuente de 80 cm.

## METODOLOGÍA

El maniquí utilizado en este trabajo es el "Snyder Head Phantom"<sup>(3)</sup>. Este modelo matemático, incluye superficies curvas y está compuesto por tres materiales distintos, aproximándose así a la simulación de un sistema de planificación a pacientes en tratamientos de radioterapia.

En concreto, el maniquí Snyder consta de tres elipsoides, los cuales representan a una cabeza en tres regiones diferenciadas por su material: cerebro, cráneo y una fina cubierta de piel, cuyas densidades son: 1.04 g/cm<sup>3</sup>,



Figura 1. Vista 3D del maniquí matemático "Snyder Head model"

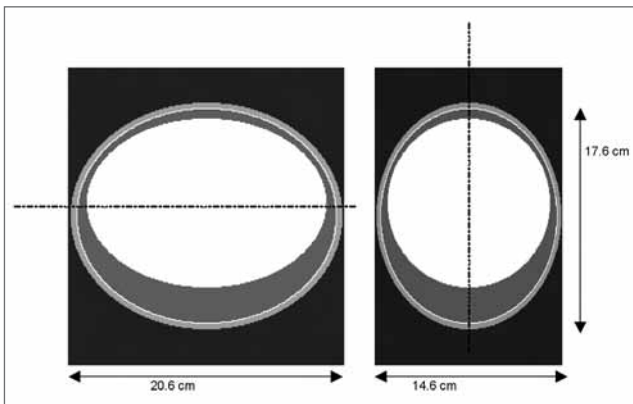


Figura 2. Vista lateral y frontal del modelo del maniquí matemático "Snyder Head model".

1.61 g/cm<sup>3</sup> y 1.09 g/cm<sup>3</sup> respectivamente.

En la *figura 2* se han representado las vistas lateral y frontal de dicho maniquí.

Se han utilizado tres metodologías diferentes para incluir la geometría del maniquí Snyder en el modelo del MCNP5 con objeto de obtener la distribución de dosis en su interior.

La primera posibilidad y más simple, consiste en incluir en el input tres elipsoides definidos por la tarjeta de superficie correspondiente en MCNP5, de acuerdo al tamaño real del maniquí, tal y como muestra la *figura 3*. Sin embargo, pese al ahorro en memoria y tiempo computacional que esta opción implica, esta técnica no puede ser extrapolada a geometrías más complejas y cercanas al cuerpo humano <sup>(4)</sup>.

La segunda de las posibilidades estudiadas consiste en codificar el maniquí en MCNP5 basándonos en la

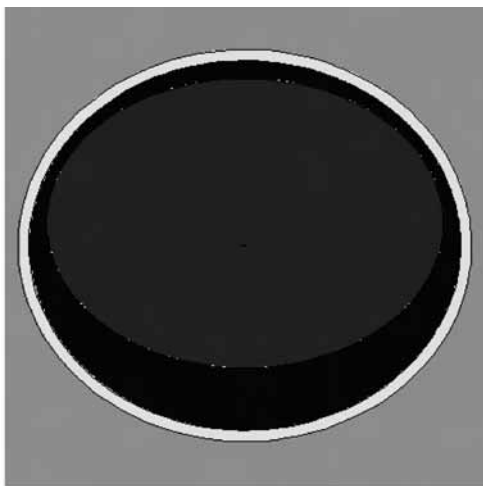


Fig. 3.- Modelo basado en elipsoides del MCNP

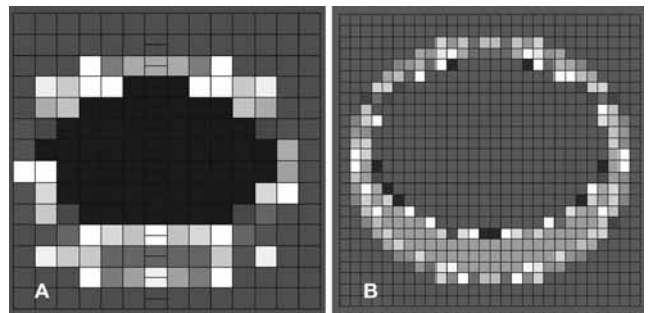


Figura 4. Modelo voxelizado del "Snyder Head model". (a) 16 mm (b) 8 mm.

voxelización de la geometría. Esta técnica representa la geometría del maniquí por medio de pequeñas celdas cúbicas con su respectivo material asociado, según ICRU 46 <sup>(5)</sup>. Hemos estudiado esta posibilidad utilizando diferentes tamaños de celda (16, 8, y 4 mm). En la *figura 4* se muestra una vista del modelo con tamaños de voxel de 16 mm x 16 mm x 16 mm y 8 mm x 8 mm x 8 mm.

Cada uno de los voxeles situados en las zonas de interfase está definido por una mezcla de los tres materiales del modelo (cerebro, cráneo, y piel) según su proporción en incrementos de 10%. El modelo con mayor número de voxeles (4 mm de tamaño de celda) cuenta finalmente con 86 materiales homogeneizados de esta manera.

Las tasas de dosis calculadas en este caso se obtienen utilizando la nueva herramienta disponible en el MCNP5, el registro FMESH, "Superimposed mesh tally". Esta opción permite registrar partículas en una malla superpuesta e independiente a la geometría del problema en cuestión, y obtener la estimación de la longitud de la trayectoria del flujo de una celda, en unidades de partículas/cm<sup>2</sup> (tally F4).

La tercera metodología, designada en el trabajo como "volumización", consiste en aplicar un algoritmo de segmentación al maniquí Snyder con el propósito de generar sus tres volúmenes diferentes a partir de una malla superficial triangular. De esta manera, contrariamente a la opción anterior (voxelización), el modelo tan solo cuenta con tres celdas definidas por un conjunto de superficies, como se aprecia en la *figura 5*. La construcción de la geometría del input se realiza a partir del formato STL (Stereolithography) basado en la lista de las superficies triangulares (facets) que describen cada uno de los tres volúmenes sólidos del Snyder. Este archivo se transforma en código MCNP5 a través de programas adicionales de procesamiento en Matlab.

En la *Tabla 1* se muestra el número de celdas y de superficies generadas para cada uno de los modelos desarrollados.



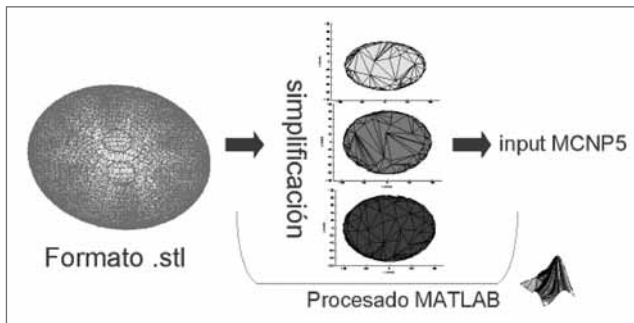


Figura 5. Modelo volumizado del "Snyder Head model".

Tabla 1

Técnica de modelización	Número de celdas	Número de superficies
Modelo con elipsoides	3	3
Voxelización	16 mm	2352
	8 mm	16016
	4 mm	94392
Volumización	1. cerebro	693
	2. cráneo	887
	3. piel	1031

**RESULTADOS**

La comparación de los resultados de estas tres técnicas de modelización se ha realizado a partir de la representación de las curvas de dosis relativa en profundidad en el eje central del maniquí.

La figura 6 compara las curvas obtenidas a partir del modelo voxelizado con diferentes tamaños de voxel (4 mm x 4 mm x 4 mm y 16 mm x 16 mm x 16 mm).

La figura 7 pone de relevancia las diferencias en los resultados obtenidos mediante las tres técnicas de modelización descritas previamente para modelizar el maniquí matemático Snyder.

Los resultados para las tres curvas de la figura se encuentran dentro del mismo intervalo de error, menor en todos los casos del 5 %.

En la Tabla 2 se listan los tiempos de cálculo para cada uno de los modelos estudiados. Se observa que en la técnica de la volumización, el tiempo de cálculo tiene el mismo orden de magnitud que el obtenido al aplicar la técnica de la voxelización con un tamaño de voxel de 4 mm x 4 mm x 4 mm.

**CONCLUSIONES**

Aunque en el caso estudiado (maniquí Snyder) el modelo de las tres elipsoides ofrece buenos resulta-

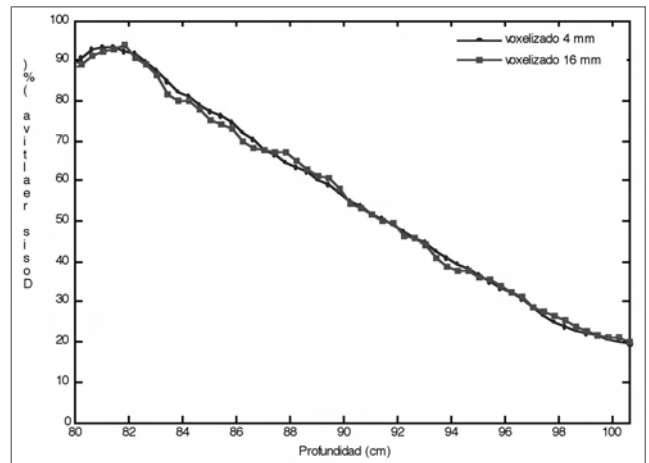


Figura 6 Curva de dosis relativa en profundidad utilizando los modelos voxelizados del Snyder de 4 y 16 mm

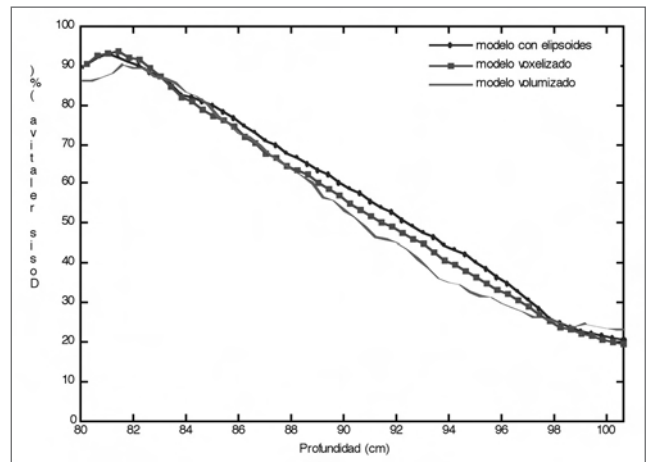


Figura 7.- Comparación de las curvas de dosis relativa en profundidad utilizando el modelo con elipsoides, el modelo voxelizado de 4 mm y el volumizado.

dos y un excelente tiempo computacional, dicha técnica no puede utilizarse en geometrías complicadas como las necesarias en una caracterización antropomórfica más realista. Por este motivo, la elección del modelo idóneo queda restringida a los modelos voxelizados o volumizados.

Las comparaciones entre los resultados de dosis obtenidos por estos tres métodos y el tiempo de computación asociado a cada uno de ellos nos permite concluir que el uso del tally FMESH combinado con la técnica de volumización ofrece una simulación rápida y precisa para obtener la distribución de dosis tridimensional en geometrías complejas utilizando el método Monte Carlo. Una de las mayores ventajas que presenta esta técnica

Tabla 2. Tiempo de computación asociado

Técnica		Tiempo CPU (16 CPU's)
Modelo con elipsoides	FMESH4	17 min
Voxelización	16 mm	233 min
	8 mm	783 min
	4 mm	5904 min
Volumización	FMESH4	4370 min

es que los mapas de dosis calculados en el interior del maniquí pueden ser tan detallados como se desee, cambiando solo el grado de finura de la malla del FMESH, sin que eso implique un mayor tiempo de cálculo (independiente del tamaño de la malla del FMESH), mientras que la máxima resolución obtenida mediante la voxelización corresponderá al tamaño de voxel.

Además, esta técnica ofrece la posibilidad de modelizar geometrías complejas con mayor realismo que los modelos discretizados obtenidos a partir de la voxelización, especialmente en las fronteras de material.

Los trabajos futuros que se están considerando se basan en la aplicación de la técnica de volumización para incluir en la simulación el modelo codificado con MCNP5 de la tomografía computerizada de un paciente real.

## REFERENCIAS

1. Miró, R., Juste, B., Gallardo, S., Santos A., Verdú, G. "Cobalt Therapy Dosimetric Calculations Over a Voxelized Heterogeneous Phantom: *Validation of Different Monte Carlo Models and Methodologies Against Experimental Data*" *IEEE Transactions on Nuclear Science*. Dec. 2006. Volume: 53, Issue: 6, Part 2. pp. 3808-3817. ISSN: 0018-9499.
2. X-5 Monte Carlo Team, MCNP—*A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*, Version 5, LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory (2003).
3. Medical Physics -- February 2002 -- Volume 29, Issue 2, pp. 145-156. *Reference dosimetry calculations for neutron capture therapy with comparison of analytical and voxel models* J. T. Goorley , W. S. Kiger III , R. G. Zamenhof .
4. *Performance Enhancements of MCNP4B, MCNP5, and MCNPX for Monte Carlo Radiotherapy Planning Calculations in Lattice Geometries*. LA-UR-04-475. (2003)
5. ICRU Report 46, *Photon, Electron, Proton and Neutron Interaction Data for Body Tissues*. Issued International Commission on Radiation Units and Measurements 15 January 1992.



**SPD**

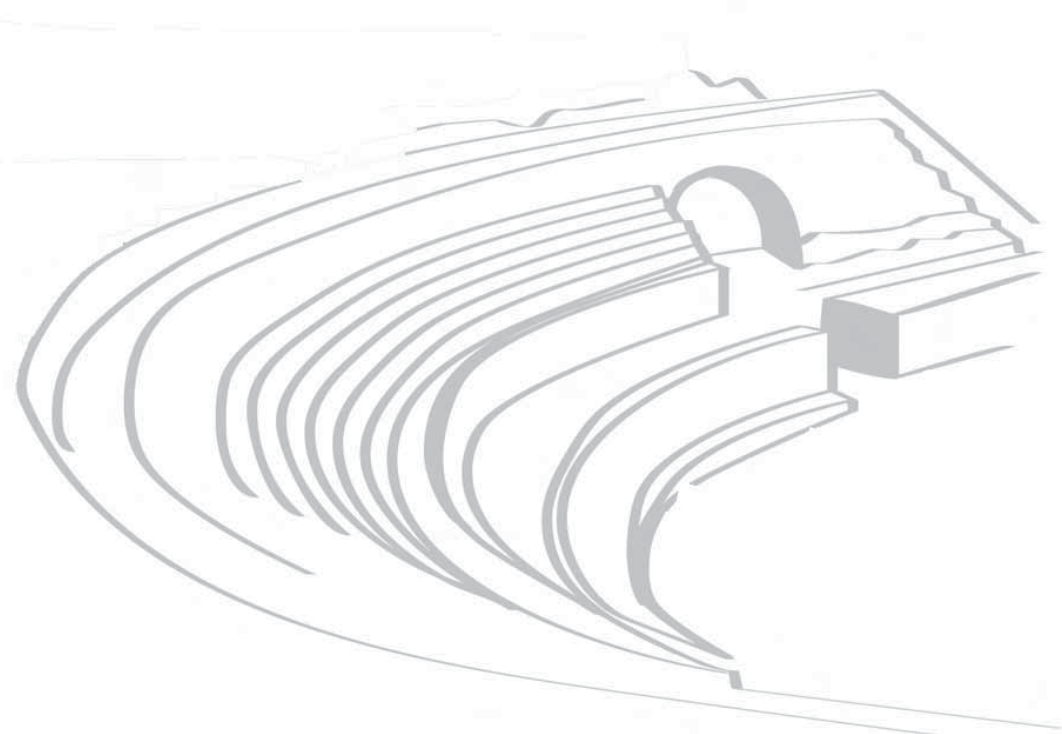
**PRESENTACIONES PÓSTER**

# PR, OPERACIONAL Y DEL PÚBLICO EN SANIDAD

**Miércoles 19 de septiembre de 2007**

**16:45 - 17:30**

Coordinadores: **Francisco Carrera** (Hospital Juan Ramón Jiménez)  
y **Alejandro Úbeda** (Hospital Ramón y Cajal)





# SISTEMÁTICA DE ACTUACIÓN EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN UNA MUTUA DE ACCIDENTES DE TRABAJO Y ENFERMEDADES PROFESIONALES. PERSPECTIVA DESDE EL SERVICIO DE PREVENCIÓN PROPIO

M.T. Llorens<sup>1</sup>, J. Anies<sup>2</sup>, J. Baró<sup>3</sup>, M. Costas<sup>1</sup>, J. López<sup>1</sup>, J. Salmeron<sup>4</sup>, M.J. Argüeso<sup>5</sup>

<sup>1</sup> Asepeyo, Servicio de Prevención Propio; <sup>2</sup> Asepeyo, Servicio de Dosimetría Personal; <sup>3</sup> Acpro, Unidad Técnica de Protección Radiológica;

<sup>4</sup> Asepeyo, Director de la Instalación del hospital de Sant Cugat (Barcelona); <sup>5</sup> Asepeyo, Directora de la Instalación del hospital de Coslada (Madrid)

## INTRODUCCIÓN

El Real Decreto 783/2001, de 6 de Julio, sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes establece las normas relativas a la protección de los trabajadores contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes. Como mutua de accidentes de trabajo y enfermedades profesionales, el colectivo mayoritario dentro de la plantilla de Asepeyo son los profesionales sanitarios y entre los riesgos a los que estos están expuestos cabe destacar el riesgo de exposición a radiaciones ionizantes (RI).

El Servicio de Prevención Propio (SPP) de ASEPEYO lidera las actuaciones preventivas para la seguridad y la salud de los trabajadores: desarrolla el Manual de Prevención y elabora los Planes Operativos Anuales que conforman el Plan de Prevención de nuestra empresa. Considerada como principio de protección operacional de los trabajadores, la vigilancia médica permite comprobar el estado de salud de los trabajadores expuestos por lo que respecta a su aptitud para realizar las tareas que se les asignen. Para que la prevención sea efectiva existe la necesidad de coordinar acciones en el marco de la legislación general de prevención de riesgos laborales y de la normativa específica de protección radiológica y una exigencia de colaboración entre los diferentes profesionales implicados de los Servicios de Prevención, de los Servicios de Protección Radiológica/Unidades de Protección Radiológica y de los Servicios de Dosimetría Personal.

## OBJETIVO

Presentar la sistemática de actuación que hemos adoptado para la prevención del riesgo de irradiación externa en el colectivo de trabajadores expuestos de Asepeyo.

## DESCRIPCIÓN DEL COLECTIVO EXPUESTO A RI

ASEPEYO cuenta actualmente con una plantilla de 3629 trabajadores distribuidos a lo largo de todo el territorio nacional. Si bien en los puestos de trabajo de la Mu-

tua ASEPEYO no se utiliza material radiactivo y por tanto no existe riesgo de contaminación radiactiva, sí que se emplean equipos generadores de rayos x con fines de diagnóstico médico, y es por ello que 891 trabajadores de 173 centros asistenciales se consideran expuestos al riesgo de irradiación externa.

Para cuantificar el riesgo de exposición se han diferenciado dos tipos de radiología que permiten clasificar a los trabajadores expuestos (TE):

- Radiología no intervencionista (TE categoría B): el personal que efectúa las exposiciones permanece detrás de una mampara fija que actúa como blindaje y que lo separa tanto del paciente como de la posición del tubo de radiodiagnóstico. En estas condiciones es muy improbable que reciba dosis superiores a 6 mSv por año oficial o a 3/10 de los límites de dosis equivalente, para el cristalino, la piel y las extremidades.
- Radiología intervencionista (TE categoría A): el personal ha de permanecer al lado del paciente en el transcurso de la exposición, sin la posibilidad de interposición de un blindaje fijo, por lo que podría recibir una dosis efectiva superior a 6 mSv por año oficial.

En términos generales, la radiología practicada en los Centros Asistenciales de ASEPEYO es de tipo *no intervencionista*, si bien en los Centros Hospitalarios puede presentarse tanto casos de *radiología no intervencionista* como casos de *radiología intervencionista* en los quirófanos de traumatología.

Las salas de radiodiagnóstico de los Centros Asistenciales y Hospitalarios de la Mutua ASEPEYO, se clasifican, en base al artículo 17 del Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes, como zonas controladas con riesgo de irradiación externa, ya que la permanencia en el interior de la sala podría comportar la posibilidad de dosis efectivas superiores a 6 mSv por año oficial. Aunque debe tenerse presente que cuando la radiología es de tipo no intervencionista este hecho resultará muy improbable ya que el personal sanitario permanece en el exterior de la sala y más si se siguen los procedimientos de trabajo, dados por



el manual de protección radiológica, que tienen por objeto tanto el restringir la exposición como también el limitar la magnitud de accidentes radiológicos o sus consecuencias.

### **SISTEMÁTICA DE ACTUACIÓN EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA VIGILANCIA DOSIMÉTRICA**

En Asepeyo aplicamos una vigilancia dosimétrica individual tanto al personal de categoría A como al personal de categoría B, con la correspondiente asignación de dosímetro personal.

Para la gestión del proceso de correcta asignación de dosímetros hemos diseñado una aplicación informática con distintos niveles de validación con el siguiente flujo-grama de proceso:

1. El director del centro asistencial solicita, para los TE de su centro, el alta para dosímetro personal y/o el dosímetro de abdomen (procedimiento interno específico "Dosímetros Personales para radiaciones ionizantes (RX)").
2. El Servicio de Dosimetría Personal (SDP) revisa la indicación, requiere la información adicional necesaria y da curso a la petición procediendo al alta del Control Dosimétrico.
3. El SPP recibe la notificación de los dosímetros entregados.
4. Periódicamente se actualizan las altas-bajas de dosímetro en la base de datos de la aplicación de gestión del SPP (Meta4)

El cambio de función a un puesto que requiera dosímetro se gestiona como una petición de una nueva alta.

El cambio a un puesto de trabajo que no requiere dosímetro o la baja en la empresa suponen la baja en el Control Dosimétrico.

Los dosímetros se cambian mensualmente para su lectura y se hace un seguimiento de los resultados de la dosimetría personal que permitirá confirmar el mantenimiento de la bondad de las medidas de protección radiológica, servirá para la confirmación del adecuado encuadramiento dentro de las citadas categorías y permitirá corroborar el cumplimiento de los límites de dosis.

### **VIGILANCIA SANITARIA**

Para el control de este riesgo específico durante el primer trimestre del año los responsables sanitarios de las Unidades Básicas de Salud (UBS) del SPP junto con los respectivos Directores de las Instalaciones y el responsable de la Unidad Técnica de Protección Radiológica (UTPR) de

referencia para cada comunidad autónoma proceden a:

- la revisión de la clasificación y delimitación de los lugares de trabajo y la reclasificación de aquellos trabajadores expuestos que lo precisan por nueva asignación de tareas
- la verificación de los informes de aptitud de los exámenes de salud específicos y de las medidas preventivas adoptadas en las notificaciones de embarazo
- la planificación de la formación específica sobre protección radiológica.

En base a la evaluación de riesgos, el personal sanitario del SPP planifica anualmente la Vigilancia de la Salud, envía una carta personalizada a todos los TE con el recordatorio de las normas de radioprotección y las de uso correcto del dosímetro personal, se recuerda a las trabajadoras expuestas la necesidad de notificar el embarazo para poder así proteger correctamente al feto y se realizan los exámenes de salud específicos:

- con carácter obligatorio para el personal sanitario de nueva incorporación a la empresa o al riesgo.
- con carácter obligatorio y periodicidad anual para los TE de categoría A
- con carácter voluntario y periodicidad mínima recomendada bienal para el personal sanitario, TE de categoría B, si no se ha especificado una periodicidad distinta en el examen de salud precedente
- después de la notificación del embarazo (procedimiento interno específico "Protección de la maternidad en Asepeyo: embarazo y lactancia")

Para la realización de los exámenes de salud los responsables sanitarios de la VS disponen del informe dosimétrico de cada TE con los datos actualizados al último mes y existe además por parte del SDP un compromiso de comunicación inmediata de situaciones que podrían derivar en un posible daño de salud y/o seguridad de los trabajadores. Asimismo para minimizar el riesgo, entre el SPP y el Servicio de Dosimetría Personal se ha consensuado un límite de dosis máxima esperada de 4 mSv/año, este límite es muy inferior al establecido por la reglamentación vigente, pero en caso de ser superado, nos obliga a contactar con el trabajador para revisar como aplica las normas de radioprotección.

En caso de embarazo el SPP valora en función de las tareas, los antecedentes personales y el historial dosimétrico si la trabajadora gestante puede seguir trabajando expuesta, y en caso afirmativo se asigna un dosímetro de abdomen para controlar que la dosis equivalente en la superficie del abdomen sea inferior a 2 mSv durante el resto de la gestación.



## COORDINACIÓN DE LA FORMACIÓN

El SPP determina las necesidades de formación en Prevención de Riesgos Laborales para el año en curso. Las acciones formativas van dirigidas a los TE que no han podido realizarla el año anterior y a los de nueva incorporación a la empresa o al riesgo. Esta formación tiene carácter obligatorio.

En lo que a formación en protección radiológica se refiere hemos diseñado, con la supervisión del departamento de formación de la UTPR, un curso on-line dirigido a los TE clasificados en la categoría B al que se accede a través de la plataforma virtual de la Universidad Corporativa de Asepeyo y que está tutorizado por el personal técnico de la UTPR. La formación de los TE clasificados en categoría A se realiza en modalidad presencial bajo la dirección de la UTPR.

## RESULTADOS

En el año 2006, el SPP de Asepeyo ha valorado las tareas de 891 profesionales expuestos a RI, con independencia del tipo de contrato (fijo-eventual), resultando 152 TE clasificados en la categoría A (radiología intervencionista) y 749 TE clasificados en la categoría B (radiología no intervencionista).

En este periodo se han enviado un total de 865 cartas personalizadas en las que se recordaba a los TE a RI la periodicidad con que debían realizar sus exámenes de salud, las normas de radioprotección y las recomendaciones de cómo llevar y utilizar correctamente el dosímetro personal:

Se han remitido 147 cartas a los TE de la categoría A (82 trabajadores y 65 trabajadoras) recordando la obligatoriedad del examen de salud anual y 718 a los de la categoría B (335 trabajadores y 383 trabajadoras) recomendando el examen de salud con una periodicidad de 2 años.

A todas las trabajadoras expuestas se les ha recordado que es imprescindible la notificación de embarazo para poder llevar a cabo las medidas preventivas y de protección necesarias.

Durante el año 2006 se ha dado cobertura asistencial al 56% del global de la plantilla de Asepeyo, realizándose un total de 2.032 exámenes de salud, de los cuales 146 correspondían a TE de la categoría A (cobertura 96,05%) y 597 a TE de la categoría B (cobertura 79,71%).

Todos los TE que realizaron el examen de salud específico fueron considerados aptos para el puesto de trabajo habitual.

Solo 2 de los informes dosimétricos de los TE superaron el valor límite consensuado de exposición para las tareas que desempeñan en su puesto de trabajo.

La media de todos los informes dosimétricos registrados en el año 2006 fue de 0,34 mSv/año, con valores mínimos inferiores al nivel de registro (69%) y un único valor máximo de 9 mSv/año registrado en un TE de la categoría A.

En el año 2006 un total de 14 trabajadoras expuestas a RI han notificado al SPP su estado de embarazo. Una vez valorado el riesgo e informado a la trabajadora y al director del centro de trabajo, se dictaminó que todas ellas podían continuar trabajando si cumplían las recomendaciones médico preventivas establecidas, aunque en dos ocasiones el responsable del centro de trabajo optó por una redistribución de tareas apartándolas, durante el periodo de gestación, de trabajos con potencial exposición a generador de RX. A las otras 12 trabajadoras, ya que su control dosimétrico reiterado a lo largo de los años permitía asegurar que las dosis que podrían recibir no iban a superar el nivel de referencia legalmente establecido, se les asignó un dosímetro de abdomen. Las lecturas mensuales para estos dosímetros de abdomen siempre fueron inferiores al nivel de registro.

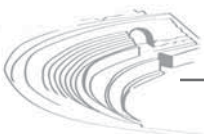
Durante este periodo de tiempo el SPP de Asepeyo ha desarrollado diversas actividades orientadas a promover la información y formación en protección radiológica entre los TE a RI. En total, el 78,29% de los TE de la categoría A han asistido a sesiones presenciales de formación específica y el 30% de los de la categoría B han seguido una formación on-line tutorizada por expertos de la UTPR.

## CONCLUSIONES

En base a nuestra experiencia constatamos que la correcta coordinación entre las áreas implicadas en la protección radiológica de los TE permite lograr una mayor eficacia en la prevención del riesgo y consecuentemente se minimiza la posibilidad de daño a la salud de los trabajadores al tiempo que permite una simplificación en la gestión de la prevención de los riesgos laborales en lo que a protección radiológica se refiere.

## REFERENCIAS

1. Directiva 92/85/CEE del Consejo, de 19 de octubre de 1992, relativa a la aplicación de las medidas para promover la mejora de la seguridad y la salud en el trabajo de la trabajadora embarazada, que ha dado a luz recientemente o en periodo de lactancia.



2. Ley 31/1995, de 8 de noviembre, de Prevención de Riesgos Laborales. BOE núm. 269, de 10 de noviembre.
3. Real Decreto 39/1997, de 17 de enero, por el que se aprueba el Reglamento de los Servicios de Prevención. BOE núm. 27, de 31 enero.
4. Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes. BOE núm. 178, de 26 de julio.
5. ICRP-84. Embarazo e irradiación médica. SEPR-SAR, 2002.
6. Jornada vigilancia médica a profesionales expuestos a radiaciones ionizantes. SEPR-SNE. 16 de diciembre de 2002. Madrid
7. Foro permanente de Protección en el Medio Sanitario (CSN-SEPR-SEFM) La protección de las trabajadoras gestantes expuestas a radiaciones ionizantes en el ámbito hospitalario. Madrid, 2003.
8. Llorens Rufach MT. Guía sanitaria de prevención "Exposición profesional a radiaciones ionizantes". Barcelona: Asepeyo, 2003.
9. Real Decreto 1299/2006, de 10 de noviembre, por el que se aprueba el cuadro de enfermedades profesionales en el sistema de la Seguridad Social y se establecen criterios para su notificación y registro. BOE núm. 302, de 19 de diciembre.
10. Orden TAS/1/2007, de 2 de enero, por la que se establece el modelo del parte de enfermedad profesional y se dictan normas para su elaboración y transmisión y se crea el correspondiente fichero de datos personales. BOE núm. 4, de 4 de enero.



**SPD APRO-8**

## CONTROL DEL MATERIAL RADIATIVO EN UN LABORATORIO Y DE LA ACTIVIDAD DE SUS TRABAJADORES, CON INFORMACIÓN DE SU RIESGO RADIOLÓGICO. UN SISTEMA AUTOMATIZADO

**M.A. Sebastián, J. Sotil, V. Gimeno**

*Hospital Universitari Vall d'Hebron, Passeig de la Vall d'Hebron, Barcelona*

### INTRODUCCIÓN

En toda instalación radiactiva de tipo médico o de investigación en la que se trabaje con material radiactivo no encapsulado (MRNE): laboratorios de investigación, laboratorios de análisis clínicos, servicios de Medicina Nuclear, universidades..., toda la información acerca del mismo (material entrante, remanente y evacuado como residuo) debe constar en un registro a disposición de la autoridad competente, tanto en el caso de inspección por parte de ésta (*1, Art.44*), como en el momento de la confección del informe anual que todas las instalaciones radiactivas están obligadas a presentar durante el primer trimestre de cada año natural (*1, Art. 73.2.a*), siendo responsabilidad del titular la elaboración de este registro.

El adecuado control del MRNE, además de ser un proceso muy engorroso, presenta en general una complejidad elevada: una instalación radiactiva de este tipo suele disponer de un número diverso de usuarios, laborato-

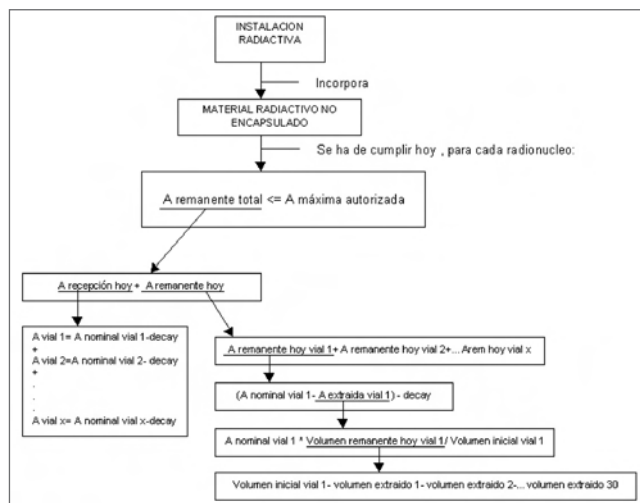
rios y radionucleidos autorizados, con límites de actividad que no deben ser superados en ningún caso. Aparte del caso de MRNE marcado con un único radionúclido, y sobre todo si los tiempos de semidesintegración son largos (como en el caso del C-14), lo habitual es el uso de distintos productos marcados con diferentes radionúclidos, cada uno con una fecha de calibración diferente, y con tiempos de semidesintegración relativamente cortos (días, como en el caso del P-32, o incluso horas, como es el caso del Tc-99m). Además, hay que tener en cuenta, para cada solicitud, la actividad remanente en la instalación para cada radionúclido, para que los límites máximos autorizados no se superen al incorporar nuevo material.

Las instalaciones radiactivas han de disponer de un DIARIO DE OPERACIÓN (*1, Art.69*) en donde, entre otras cosas, se han de anotar las entradas y salidas de material radiactivo. En la actualidad, para realizar un correcto control de todos estos datos, se hace imprescindible el uso de herramientas informáticas.

En este trabajo se presenta la solución informática adoptada (base de datos en entorno Access) con la que se logra realizar un exhaustivo control de la entrada del MRNE, trazabilidad y uso de este material (con información del riesgo radiológico al trabajador expuesto), y conocimiento de la actividad evacuada como residuo radiactivo.

## ESQUEMA DE LA APLICACIÓN

La base de datos realizada sigue, en sus líneas básicas, el siguiente esquema conceptual:



Como aparece en el esquema, la premisa a cumplir es la siguiente: para cada radionúclido autorizado, la actividad remanente total ha de ser igual o inferior a la actividad máxima autorizada. La actividad remanente total es la suma de la actividad remanente en un día (o sea, la suma de la actividad ese día por cada vial disponible en la instalación que incorpore un radionúclido en concreto), más la suma de la actividad recibida ese mismo día para un mismo radionúclido.

La aplicación tiene cinco secciones bien diferenciadas:

- 1- Introducción de datos de nuevo producto.
- 2- Consulta de productos por laboratorio (consulta, uso y modificación).
- 3- Estimación de riesgo radiológico del trabajador.
- 4- Material radiactivo remanente.
- 5- Informes.

### 1. Introducción de datos de nuevo producto:

El usuario únicamente debe introducir en el programa los siguientes datos obligatorios del producto marcado: nombre del producto, fabricante, actividad nominal en MBq, volumen en µl, usuario, laboratorio, fecha de re-

cepción y fecha de calibración. Con estos datos se imprime una etiqueta, con número de entrada, que se pega en el envase exterior del producto, para realizar una correcta trazabilidad de éste.

Pueden darse tres posibilidades:

1.1- La fecha de recepción es anterior al día de hoy: Ocurre si el usuario ha realizado el pedido por su cuenta y no ha anotado su llegada el día de recepción, realizando la anotación en la base de datos a posteriori. En este caso se han de introducir los datos del producto al programa, existiendo la posibilidad de que el día de recepción del producto se hayan superado los límites autorizados para ese radionúclido; con este programa es posible conocer si así ha sido o no, ya que es posible determinar la actividad remanente en la instalación en un día determinado.

1.2- La fecha de recepción es igual al día de hoy:

Se introducen igualmente los datos del producto en el programa, pero esta vez la base de datos avisa al momento de si hoy se ha superado o no el límite máximo autorizado para ese radionúclido, indicando además la actividad real del radionúclido en el día de su recepción.

1.3- La fecha de recepción es posterior al día de hoy: Esta es la forma correcta de usar la aplicación que se ha realizado. Una vez que el usuario decide realizar un pedido de material radiactivo, y previa consulta del informe de previsión de entrada, introduce los datos del producto a solicitar en la base de datos (se debe conocer la fecha de recepción y de calibración del producto solicitado para que el programa realice los cálculos correctamente). En el momento de introducir el producto, la aplicación avisa al instante de si se puede o no realizar el pedido. La actividad del radionúclido el día de recepción previsto, sumada a la actividad remanente en la instalación para ese radionúclido decaída hasta el día de recepción previsto, no debe superar los límites autorizados para ese radionúclido. De ser así, el programa nos informará de la necesidad de cambiar o bien la actividad del producto o bien la fecha de recepción prevista, y solicitar el producto en una fecha posterior.

**MATRALAB**  
NOU PRODUCTE

El formulario muestra los siguientes datos de entrada:

- El S. CAMPS EN GRAC SON OBLIGATORIS
- Any: 2007
- Radionucleo: P-32
- Activitat nominal: 74 MBq / µCi
- Volumen: 75 µl
- Producte: Reducir [alfa-32]PCP
- Presentació: Vial
- Fabricant: Amersham
- Desmarcat per: SMI
- Laboratori: Patologia Mitochondrial
- Lota'n serie: 555-00
- Preu: 80

Los paneles de cálculo muestran:

- CALCUL D'ACTIVITAT:** Període (en dies): 14,28; MBq en recepció: 80,054; EL PRODUCTE ENCARA NO HA ARRIBAT.
- AVUI ACTIVITAT CORRECTA:** P-32, 14/05/2007; ACTIVITAT RADIATIVA MÀXIMA PERMÉS EN LA INSTAL·LACIÓ: 50 MBq; SUMA D'ACTIVITAT RADIATIVA REMANENT A TOTA LA INSTAL·LACIÓ: 0,971 MBq; ACTIVITAT QUE ENCARA ES POT INGRESSAR A LA INSTAL·LACIÓ: 49,08 MBq.
- LA ACTIVITAT PREVISTA SUPERA EL MÀXIM AUTORITZAT. NO POT ENCARREGAR EL PRODUCTE. DEBANI BENSY ACTIVITAT O EN UNA DATA POSTERIOR.** P-32, 21/05/2007; ACTIVITAT RADIATIVA MÀXIMA PERMÉS EN LA INSTAL·LACIÓ: 50 MBq; SUMA D'ACTIVITAT RADIATIVA REMANENT PREVISTA: 90,55 MBq; ACTIVITAT QUE ENCARA ES PODRIA INGRESSAR: -40,5 MBq.





**MATRALAB**  
MATERIAL RADIACTIU REMANENT

14/05/2007

P-32

RADINÚCLID	ACTIVITAT MÀXIMA	ACTIVITAT EXENTA
Hidrogen-3	1000 MBq	1000 MBq
Carbó-14	100 MBq	10 MBq
Fósfor-32	50 MBq	0,1 MBq
Fósfor-33	500 MBq	100 MBq
Sofre-35	2000 MBq	100 MBq
Cobalt-57	10 MBq	1 MBq
Iode-125	50 MBq	1 MBq

ACTIVITAT MÀXIMA AUTORIZADA A LA INSTAL·LACIÓ

**50 MBq**

SUMA D'ACTIVITAT REMANENT TOTAL A TOTA LA INSTAL·LACIÓ

**0,971 MBq**

ACTIVITAT QUE ENCARA ES POT INGRESSAR A LA INSTAL·LACIÓ

**49,03 MBq**

L'ACTIVITAT REMANENT A TOTA LA INSTAL·LACIÓ PER AQUEST RADINÚCLID NO SUPERA ELS LÍMITS MÀXIMS AUTORITZATS

## 5. Informes

Es la secció final de la aplicació que permet realitzar impressions de los diversos informes que se pueden obtener con los datos suministrados. El entorno de programación de Microsoft Access permite realizar informes de todo tipo con los datos introducidos. A continuación se indican los más importantes:

### 5.1- Informes de entrada de material radiactivo:

Por fecha, por laboratorio, por radionúclido, número de pedidos por laboratorio...

### 5.2- Informes de actividad remanente:

Total por radionúclido, remanente por laboratorio y radionúclido, entradas de un día. Especial interés tienen los siguientes informes:

- Informe de remanente en una fecha concreta: permite conocer en cualquier día del año si la actividad máxima autorizada a sido o no superada, en el caso de introducir un producto en la base de datos días después de haber sido recibido.
- Informe de actividad ingresable hoy: de suma utilidad pues indica qué actividad se puede ingresar en la instalación a día de hoy y por radionúclido, pudiendo ser impreso diariamente y colgado en un tablon de anuncios para el conocimiento de todos los usuarios.

### 5.3- Informes de la actividad, a día de hoy, en el residuo radiactivo generado:

Considerando que una vez realizada una extracción de un vial para un experimento, toda la actividad utilizada formará parte del residuo radiactivo generado (ya sea en forma sólida, líquida o mixta), se puede conocer en cada momento, sumando las actividades extraídas de cada vial y las actividades residuales de viales que se evacuan totalmente a residuo radiactivo, la actividad radiactiva del residuo generado, en su totalidad, entre dos fechas, por radionúclido y laboratorio. Conociendo esta actividad a día de hoy, y sabiendo la cantidad de residuo generado, se puede determinar por proceso la concentración de actividad radiactiva en el residuo generado.

En el següent informe es detalla:

-ACTIVITAT TOTAL A DIA D'AVUI EVACUADA A RESIDU (MBq) ENTRE DUES DATES: activitat radiactiva, a dia d'avui, evacuada com a residu radiactiu entre dues dates (ambdues incloses). Aquesta activitat correspon a: suma de l'activitat EXTRETA de viales EN ÚS, evacuada com a residu + activitat remanent de viales evacuats com a residu + l'activitat extreta d'aquests viales evacuats si aquestes s'han fet entre les dates senyalades.

DATA INICIAL: 01/01/07

DATA FINAL: 31/05/07

ACTIVITAT EVACUADA TOTAL A RESIDU (MBq)

GENETICA	P-32	17,55
HEPATOLOGIA	Co-57	1,845
INMUNOLOGIA	S-35	54,88
NEUROLOGIA	C-14	55,57
	H-3	24,05
	P-32	0
ONCOLOGIA	Cr-51	0,998
	P-32	0
VIRUS	H-3	170,3

## REFERENCIAS

1. REAL DECRETO 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el *Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas*. B.O.E. núm. 313, de 31 de diciembre de 1999.
2. REAL DECRETO 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*. B.O.E. núm. 178, de 26 de julio de 1999.



# GESTIÓN DE LA PÉRDIDA DE INFORMACIÓN DOSIMÉTRICA MEDIANTE LA APLICACIÓN DE “DOSIS ADMINISTRATIVAS”

J. Muñoz, J. Llansana, S. Pastor, J. Gultresa

Centro de dosimetría, s.l. Barcelona.

## INTRODUCCIÓN

En septiembre de 2001, el CSN remitió a los servicios de dosimetría personal (SDP) la instrucción técnica (IT) en la que se define el criterio a aplicar en las incidencias que supongan la pérdida de información dosimétrica (PID), en ella se considera “pérdida de información dosimétrica” el extravío, deterioro, irradiación accidental del dosímetro y la falta de recambio del mismo.

En la instrucción técnica, se especifica que el SDP debe asignar al usuario una dosis igual a la fracción del límite anual correspondiente al periodo de uso del dosímetro, 2 mSv/mes para Hp(10) y 40 mSv/mes para Hp(0.07), dando la posibilidad de asignar otros valores de dosis, debiendo ser justificados por persona cualificada en PR autorizada por el titular de la empresa. A consecuencia de la asignación de dosis no medidas surge el término “dosis administrativa”.

Dar cumplimiento a esta instrucción técnica ha supuesto desarrollar una línea de actuación para informar y aplicar la “normativa”, tratando por una parte, fomentar el uso regular del servicio de dosimetría, y por otra, evitar la asignación masiva de la fracción del límite anual de dosis a los usuarios que no remiten el dosímetro con periodicidad mensual.

## MÉTODO

Desde enero de 2002, en cada caso de PID, para cubrir el periodo sin lectura, se genera un “Expediente por pérdida de información dosimétrica”. Este impreso informa del criterio a aplicar y permite al responsable de PR asignar una dosis distinta de la fracción del límite. El expediente, para facilitar la estimación de dosis, incluye el valor medio de los últimos 12 meses, el valor máximo de los últimos 2 años, el valor del nivel de registro 0.10mSv/mes, y una casilla en blanco en donde consignar cualquier otro valor.

Cada expediente tiene un plazo de resolución de 30 días, y una vez transcurrido, si la empresa no ha remitido el impreso debidamente cumplimentado, se efectúa la asignación de la dosis administrativa con el valor de la

fracción del límite anual que por defecto fija la instrucción técnica.

En el año 2003 se complementa el informe de dosimetría personal con el envío mensual de otro informe a cada centro de trabajo con las dosis ‘administrativas’ que resultarían de no recibir los dosímetros. El objetivo es apremiar a los usuarios en el envío de los dosímetros atrasados, y facilitar la detección de dosímetros extraviados y bajas no comunicadas, para minimizar así la asignación de las mencionadas dosis.

Este informe también incluye un recordatorio de los expedientes por PID pendientes de resolución.

Se establece la extensión del periodo de uso para la no recepción de ambos dosímetros durante seis meses. Una vez superado este plazo, el caso pasa a un proceso especial en el que se exige a la instalación que opte por la baja temporal del trabajador y/o reposición de los dosímetros.

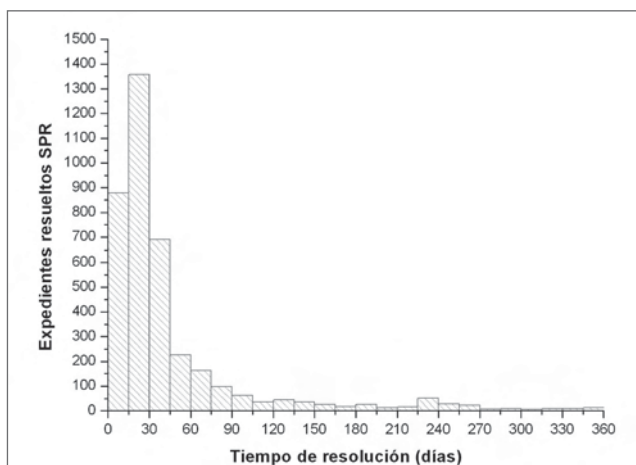
Este proceso también da lugar a un expediente por PID debido al no recambio del dosímetro, con su correspondiente plazo de resolución.

## RESULTADOS

Durante el periodo del 2002 al 2005 el plazo de 30 días para la resolución de los expedientes ha sido teórico, transcurrido el mismo se efectuaban varias reclamaciones telefónicas y por escrito para conseguir una respuesta de los titulares, a partir del 2005, en que se ha considerado que los usuarios ya conocían el procedimiento se ha ido reduciendo el plazo efectivo.

En la *gráfica 1* se muestra el histograma del tiempo de resolución en el periodo 2002-2007, el percentil del 90% está en 170 días y el del 95% en 330 días, utilizando actualmente un plazo máximo de resolución de 180 días.

Desde enero de 2002 a junio de 2007 se han generado 5662 expedientes de PID, 144 están en curso y 1101 se han anulado por recuperación del dosímetro o por acumulación en expedientes posteriores. De los 4417 expedientes ya resueltos, en 4136 (94%) la dosis ha sido asignada por el responsable de PR y en 276 (6%) se ha aplicado la fracción de límite anual.



Gráfica 1. Tiempo de resolución de los expedientes por los responsables de PR

En media, el valor asignado por los responsables de PR para los dosímetros de cuerpo entero, por mes de pérdida, ha sido de 0.05 mSv para Hp(10) y Hp(0.07).

Los valores de dosis colectiva asignados a los usuarios de dosímetros de cuerpo entero, por aplicación de la IT, tanto por los responsables de PR como por la asignación de la fracción del límite, y por medidas de dosímetros, en el periodo del 2002 al 2006, se muestran en la *tabla 1*. La dosis colectiva por aplicación de la instrucción técnica se ha incrementado en un 25% para Hp(10).

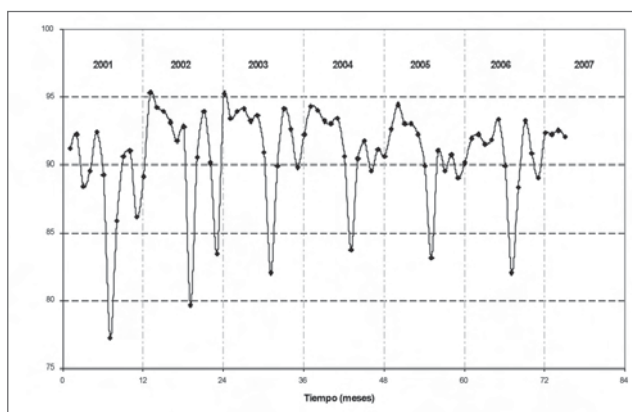
De los 44 casos de potencial sobreexposición registrados en el periodo comprendido del año 2002 al 2006, 34 son debidos a la aplicación de la fracción del límite anual y 10 por medidas del dosímetro.

El porcentaje mensual de dosímetros recibidos respecto a la dotación total, se representa en la *gráfica 2*.

Para interpretar correctamente los porcentajes se debe tener en cuenta que la fracción de dosímetros no leída un mes puede estar leída al mes siguiente. En la *tabla 2*,

Tabla 1. Dosis colectiva usuarios CE [2002-2006]

Usuarios	Hp (10) (mSv.p)	Hp (0.07) (mSv.p)
Dosis Medida	70797	12873
Fracción del límite (ITF)	197	58120
Responsables PR	3776	507
Total IT	3973	58627
TOTAL	74770	71500
ITF/Medida	21%	451%
Total IT/Medida	25%	455%



Gráfica 2. Porcentaje de dosímetros recibidos en el mes

se muestra el porcentaje medio anual de dosímetros recibidos en el mes, descartando agosto y diciembre, afectados por los periodos de vacaciones de los usuarios.

Se observa un ligero aumento del porcentaje medio tras la puesta en marcha de los expedientes por PID (2002) y del informe de dosis administrativas (2003), pasando de un 90% en el 2001 a un 93%, pero disminuye a partir del 2004 al 92%.

## CONCLUSIONES

- 1.- La aplicación de la instrucción técnica no parece tener una incidencia significativa sobre el uso regular del dosímetro.
- 2.- El complemento de la IT con los informes de dosis administrativas y los expedientes PID, han permitido que la asignación de dosis por PID se haya efectuado mayoritariamente por la estimación de los responsables de PR (94%) en lugar de por la aplicación directa del límite de dosis (6%).
- 3.- La aplicación de la instrucción técnica altera las estadísticas, de modo que de las mismas será difícil extraer conclusiones para la protección radiológica.
  - El 6% de la aplicación de la fracción del límite anual representa un incremento en la dosis colectiva de un 25%, por lo que de aplicar términos más estrictos en la aplicación de la IT el incremento en la dosis colectiva podría ser muy alto.
  - Un 77% de los casos de potencial sobreexposición son debidos a la aplicación de la IT.
- 4.- Los responsables de PR no parecen compartir la opinión de asignar la fracción del límite anual en los casos de PID.
  - En ningún caso se ha resuelto un expediente de PID asignando ese valor.
  - El valor medio asignado por los responsables ha sido de 0.05 mSv.



Tabla 2. % anual medio de recibidos en el mes

Año	Porcentaje medio (%)
2001	90,0
2002	93,2
2003	92,9
2004	92,2
2005	91,7
2006	91,6

5.- Podría ser conveniente revisar la IT, en el sentido que la pérdida de información dosimétrica por falta de medición del dosímetro se tratara de otro modo que no alterara las estadísticas a nivel Nacional. El CSN puede tener conocimiento directo de los dosímetros no leídos vía el Banco Dosimétrico Nacional, con los complementos que necesite, o en todo caso se podría restar la fracción del límite al propio límite anual, creando un límite personalizado sin necesidad de la asignación de las dosis administrativas.



## ACCESO EN TIEMPO REAL A LOS DATOS DOSIMÉTRICOS DEL SERVICIO DE DOSIMETRÍA PERSONAL

I. Musa, J. Llansana, J. Muñoz, J. Gultresa

Centro de dosimetría, s.l. Barcelona.

### OBJETIVOS

El objetivo principal es proporcionar a los responsables de Protección Radiológica de las instalaciones los datos dosimétricos de los usuarios del servicio de dosimetría personal en tiempo real, permitiendo agilizar el proceso de envío de informes originales y copias, así como el control por parte del usuario de los datos del SDP, concretamente, dónde están los dosímetros, fichas dosimétricas anuales y la consulta de los datos de las instalaciones y del personal, para comprobar si se han cursado correctamente. Todas estas consultas se realizan por pantalla y en la mayoría de casos se puede generar un fichero PDF imprimible.

### MATERIAL Y MÉTODO

#### Tecnología aplicada

En las instalaciones de centro de dosimetría se ha habilitado un Servidor Seguro de Internet independiente, conectado al Servidor de Bases de Datos general, usando Procedimientos Almacenados. Este Servidor Web dispone de una línea de banda ancha para uso exclusivo del servicio. Para las conexiones a este servidor desde el exterior se utiliza el protocolo SSL (Secure Sockets Layer), el cual garantiza la confidencialidad del flujo de datos entre

centro de dosimetría y el cliente remoto. Todos los procesos que implican gestión de datos de carácter personal respetan la Ley Orgánica 15/1999, de 13 de diciembre, de Protección de Datos de Carácter Personal.

Para los servicios Web se usa Microsoft® Internet Information Server 6.0. Como herramienta de programación, Microsoft® Visual Studio net 2005, en entorno Microsoft® Framework 2.0. Para el acceso a bases de datos, Microsoft® SQL Server, con tecnologías ADO. La generación dinámica de documentos PDF está resuelta con cete® Dynamic PDF Generator 4.0.

#### Acceso al servicio

La petición de acceso a dosimetría.net se realiza mediante un formulario, en el que el titular de la instalación solicita acceso a dosimetría.net en el nivel menos restrictivo Nivel 1 (ver *Tabla 1 – Niveles de acceso a datos*). Mediante la firma de este formulario, el titular muestra su conformidad con las condiciones del servicio, en lo que se refiere a política de seguridad y privacidad, accesos al sitio, datos disponibles, permiso a otros usuarios para acceder a los datos y cumplimiento de la ley general de protección de datos.

En el momento en que centro de dosimetría recibe el formulario cumplimentado, se genera un usuario y contraseña para el acceso solicitado. El sistema envía un co-



Tabla 1 – Niveles de acceso a datos

	Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Consulta Global			
Seguimiento de envíos			
Consulta Específica			
Ficha dosimétrica Pantalla			
Ficha dosimétrica PDF			
Informes Mensuales			
Expedientes de PID			
Administrar usuarios			

reco electrónico a la dirección de correo facilitada por el usuario solicitante, con el usuario contra-seña generado. En el primer acceso, el usuario debe cambiar la contraseña y a partir de ese momento el usuario tiene acceso a los datos relativos a sus instalaciones.

Para una mayor seguridad, todos los accesos, procesos, consultas y peticiones son registrados junto con la dirección IP del equipo remoto.

### Niveles de acceso

Para el acceso a los datos se han establecido tres niveles, los cuales dan acceso a diferentes opciones, tal y como se muestra en la *Tabla 1 – Niveles de acceso a datos*.

El Nivel 1 permite acceso a todas las opciones de la aplicación, incluida la opción de Administrar Usuarios con permisos Nivel 2 y Nivel 3. Este nivel sólo puede ser solicitado por el titular o Jefe de Protección

Radiológica de la empresa, que es la persona que firma el documento de petición y acceso a dosimetría.net.

Los usuarios de Nivel 2, tendrán acceso a todas las opciones de la aplicación excepto la opción de Administrar Usuarios.

El Nivel 3 está pensado para usuarios que no requieran consulta de dosis. Las opciones que tienen habilitadas son la consulta de usuarios activos y al seguimiento de envíos.

## PRESTACIONES DE LA APLICACIÓN

### Administrar Usuarios

Accesible desde la página principal. Están habilitadas una serie de opciones que gestiona el usuario de Nivel 1. Puede ver información de usuarios a los que ha dado permisos y en qué nivel, hacer peticiones de alta de usuarios en el nivel apropiado, modificar el nivel de permisos de usuarios o dar de baja el acceso a usuarios.

### Consulta Global

Accesible desde la página principal. Muestra una relación de las empresas, instalaciones y controles

Figura 1 – Petición Alta Nuevo Usuario

dosimétricos asignados al usuario conectado. Esta información se muestra estructurada en tres tablas. La primera es una relación con los datos de las empresas, la segunda es una relación de las instalaciones asignadas a la empresa seleccionada en la tabla anterior y la tercera tabla es una relación de los controles dosimétricos asignados a la instalación seleccionada en la tabla de instalaciones. Para facilitar al usuario la visualización, se pueden seleccionar filtros de registros activos, no activos o ambos. Esta consulta permite ver al usuario si sus peticiones de alta del servicio de dosimetría personal han sido gestionadas correctamente.

### Seguimiento de envíos

Se accede desde la pantalla de consulta global, en la tabla de instalaciones, mediante un icono que enlaza con una pantalla que muestra dónde están los dosímetros: en las instalaciones del usuario, o en centro de dosimetría, pendiente de análisis o preparado para ser enviado. Así mismo se muestra una tabla con los dosímetros extraviados y recuperados. Con esta opción

cd net														
Ficha dosimétrica										2006				
FICHA DOSIMETRÍA PERSONAL 2006 CONTROL: 22025.01 45 - Personal PR														
USUARIO		Reyes Sabater Patricia		EMPRESA		00001 - CENTRO DE DOSIMETRÍA, S.L.		Instalación		00009 - CENTRO DE DOSIMETRÍA				
Dosis consumidas														
Nº	INFORME	LECTOR	DOSIMETRO	HSM	HPM	HPA	HPA MASEXP	PERIODO DE USO	HSM	HPM	HPA	HPA MCI		
1	Enero	06/02/2006	37278	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	23,12	06-02-02-06	00,00	00,00	00,00	NO
2	Febrero	09/03/2006	36876	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	31,01	06-08-03-06	00,00	00,00	00,00	NO
3	Marzo	05/04/2006	37278	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	24,02	06-04-04-06	00,00	00,00	00,00	NO
4	Abril	08/05/2006	36876	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	29,03	06-05-05-06	00,00	00,00	00,00	NO
5	Mayo	06/06/2006	37278	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	26,04	06-02-06-06	00,00	00,00	00,00	NO
6	Junio	07/07/2006	36876	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	24,05	06-06-07-06	00,00	00,00	00,00	NO
7	Julio	04/08/2006	37278	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	26,06	06-03-08-06	00,00	00,00	00,00	NO
8	Agosto	01/09/2006	36876	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	26,07	06-01-09-06	00,00	00,00	00,00	NO
9	Septiembre	03/10/2006	37278	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	30,08	06-03-10-06	00,00	00,00	00,00	NO
10	Octubre	08/11/2006	36876	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	26,08	06-06-11-06	00,00	00,00	00,00	NO
11	Noviembre	04/12/2006	37278	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	26,10	06-04-12-06	00,00	00,00	00,00	NO
12	Diciembre	05/01/2007	36876	00,00	00,00	00,00	00,00	CAL 0	27,11	06-05-01-07	00,00	00,00	00,00	NO
Acumulada 5 años desde 31/01/2002											00,00	00,00		

Figura 3 – Ficha Dosimétrica en pantalla.

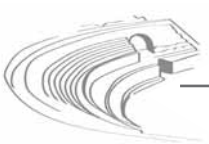




Figura 2. Consulta Global

el usuario tendrá un control de los dosímetros que no están en el estado correcto y podrá tomar medidas para solucionarlo.

**Consulta Específica**

Accesible desde la página principal. Esta opción es útil para buscar usuarios y consultar su ficha de dosimetría anual, ya sea individual, por años o acumulada de diferentes controles. Los criterios de búsqueda que se pueden usar son por nombre, por DNI o por código de usuario.

**Ficha Dosimétrica pantalla**

Se accede desde la pantalla de consulta global, en la tabla de controles, o desde consulta específica, mediante un icono que enlaza con una pantalla que muestra la ficha dosimétrica del control seleccionado. En esta pantalla hay un selector de años para consultar los distintos períodos. Existe también un icono para generar un documento PDF imprimible con el formato de centro de dosimetría, de la ficha que se está consultando en pantalla.

**Ficha Dosimétrica PDF.**

Genera un documento PDF imprimible del resumen o resúmenes anuales de dosis con el formato de centro de dosimetría. Existen varios métodos para generar este documento. El más sencillo es acceder desde la pantalla de consulta global, en la tabla de controles, mediante un icono que genera el documento del último año del control seleccionado. Otra opción para generar el documento es desde el icono habilitado en la opción Ficha Dosimétrica pantalla. Y una tercera opción es desde la pantalla de resultados de Consulta Específica.

**Informes Mensuales.**

Genera un documento PDF imprimible del informe mensual de dosis con el formato de centro de dosimetría. Esta opción es accesible desde la página principal. Muestra una relación de los informes de dosis mensuales asignados a cada instalación. Desde este selector de informes, el usuario solicita la generación de documento.

**Expediente PID.**

Accesible desde la página principal. Muestra una tabla con todos los expedientes de Pérdida de Información Dosimétrica generados relacionados con las instalaciones a las que tiene acceso el usuario. Para facilitar al usuario la visualización, se pueden seleccionar filtros de expedientes pendientes, resueltos o ambos.

**RESULTADOS**

Se ha habilitado el sitio web dosimetria.net que proporciona las prestaciones propuestas a través de un acceso remoto seguro. Durante los primeros cinco meses del año 2007 en los que ha estado activo el servicio, se ha apreciado un incremento de las consultas a través de la web con el consiguiente descenso en las peticiones de información tradicionales (teléfono, carta, correo electrónico, fax, etc.). En el Gráfico 1 – Acceso a dosimetria.net, se puede ver el incremento de accesos mencionado.

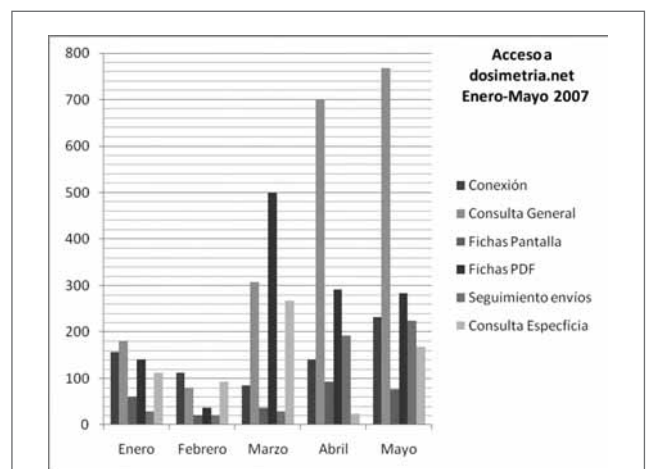


Gráfico 1 – Acceso a dosimetria.net

## CÁLCULO DE BLINDAJES PARA ACELERADORES LINEALES: NCRP REPORT Nº 151 FRENTE A LA NORMA DIN 6847-2.

M.A. Rivas, J. Sánchez, P. Ruiz, L. Núñez, M. Canellas, A. García, J. Ruiz

Servicio de Física y Protección Radiológica. Hospital Clínico Universitario "Lozano Blesa". Zaragoza

### INTRODUCCIÓN

El National Council on Radiation Protection and Measurement (NCRP) ha publicado recientemente el documento NCRP Report Nº. 151<sup>(1)</sup> que propone una nueva metodología para el cálculo de blindajes para los aceleradores lineales.

El objeto de este trabajo es comparar la metodología y los resultados que se obtienen para el cálculo de los blindajes en aceleradores lineales según la nueva NCRP y según la norma DIN 6847-2<sup>(2)</sup>.

Para ello se realizan cálculos de los blindajes necesarios con arreglo a las dos normas, para barreras primarias, secundarias y para la puerta de la sala de tratamiento de un acelerador lineal.

Comparado con la norma DIN, el documento presenta algunas novedades importantes, como la influencia de las nuevas técnicas de tratamiento (IMRT, tomoterapia) en el cálculo de las barreras, así como diferencias de planteamiento respecto a la estimación de cargas de trabajo, a tener o no en cuenta los tratamientos con electrones y al cálculo de la dosis debida a neutrones.

Por otra parte, en el diseño de la barrera, considera no sólo los límites de dosis semanales sino también el máximo valor de la dosis de radiación en cualquier hora. Además, los valores de la capa decimorreductora del hormigón para los diversos tipos de radiación son también diferentes.

Por todo ello, los espesores de los blindajes obtenidos siguiendo el nuevo documento de NCRP son en general diferentes de los dados por la DIN 6847-2.

### MÉTODO

Se ha realizado el cálculo de los blindajes necesarios para el búnker de un acelerador Siemens ONCOR siguiendo el formalismo de NCRP 151 y DIN 6847-2. En

ambos casos se han tomado los mismos valores para la carga de trabajo en el isocentro  $W$ , los factores de uso  $U$  y de ocupación  $T$ , así como para los límites para el diseño,  $P = 0,120$  mSv/sem para trabajadores expuestos y  $0,020$  mSv/sem para público.

La instalación está destinada a tratamientos convencionales e IMRT con energías de fotones de 6MV y 15MV. Se parte de la hipótesis de que sólo un 20% de los tratamientos serán IMRT. Para los cálculos supondremos, de forma conservadora, que todos los tratamientos se impartan a 15 MV. La estimación de la carga de trabajo en el cabezal se ha realizado utilizando un factor IMRT  $C_1 = 5$  (cociente entre las unidades monitor necesarias para dar 1 Gy en el isocentro en una planificación con IMRT y las UM necesarias en tratamiento convencional).

Carga de trabajo en el isocentro:  $W = 500$  Gy/sem

Carga de trabajo en el cabezal:  $W_L = 900$  Gy/sem

Nº máximo de pacientes/hora = 4

Nº medio de pacientes/hora = 3,125

Tasa de dosis máxima en isocentro:

$$\overset{*}{\dot{D}}_0 (15MV) = 2,4 \text{ Gy/h}$$

Para el cálculo del espesor de la barrera primaria tan sólo se tendrá en cuenta la radiación primaria de la energía más alta disponible puesto que la primaria de energías menores, la radiación de fuga (incluso con IMRT) y la dispersa quedan suficientemente atenuadas por el espesor calculado. El punto donde se busca la dosis objetivo ( $P$ ) se sitúa a 30 cm del exterior de la barrera cuyo espesor calculamos.

Se calcula la atenuación necesaria ( $B$ ) para conseguir la dosis objetivo  $P$  como:

$$B_{pr} = \frac{P \cdot d^2}{W \cdot U \cdot T} \quad (1)$$



Donde:

- P = Dosis objetivo (Sv/semana)
- W = Carga de trabajo para dosis primaria con la mayor energía de fotones (Gy/semana)
- d = Distancia desde la fuente al punto de dosis objetivo
- U = Factor de uso de la barrera primaria
- T = Factor de ocupación de la sala al otro lado de la barrera primaria

De aquí obtenemos el espesor necesario como:

$$t_{pri} = TVL_1 + (\log(1/B_{pri} - 1)TVL_e) \quad (2)$$

Donde los valores de la TVL son los presentados en la *Tabla 1*.

Material	Energía (MV)	TVL <sub>1</sub> (cm)	TVL <sub>e</sub> (cm)
Hormigón (d=2.35g/cm <sup>3</sup> )	6	37	33
	15	44	41

Una vez calculado el espesor, se debe verificar que, en zonas no controladas, cumple el límite de dosis en cualquier hora Rh mediante la ecuación:

$$R_k = \frac{N_{max}}{t \cdot \bar{N}_k} \left[ \frac{B_{pri} W_{pri} U_{pri}}{d_{pri}^2} \right] \quad (3)$$

Siendo:

- $\bar{N}_{max}$  = Número máximo de pacientes que se pueden tratar en una hora
- $\bar{N}_k$  = Número medio de pacientes tratados en una hora a lo largo de la semana
- t = Número de horas que se trata durante una semana
- $B_{pri}$  = Factor de atenuación de la barrera dada para la radiación primaria
- $W_{pri}$  = Carga de trabajo para la radiación primaria (Sv/semana)
- $U_{pri}$  = Factor de uso para la barrera debida a la radiación primaria
- $d_{pri}$  = Distancia de la fuente a la barrera primaria (m)

En el cálculo de las barreras secundarias se tienen en cuenta la contribución de la radiación dispersada por el paciente y la radiación de fuga procedente del cabezal. Para computar ambas se usa el modelo de

doble fuente según el cual se calcula el espesor necesario para conseguir la dosis objetivo al otro lado de la barrera para cada contribución por separado y de forma independiente. Si el menor de los dos espesores difiere del mayor en más de una TVL se toma como espesor final el mayor de los dos calculados. Si no fuera así se añadiría una capa hemirreductora (HVL) al mayor de los espesores calculados para dar el espesor final.

La energía de la radiación dispersa depende fuertemente del ángulo de dispersión (próxima a la del haz primario para ángulos inferiores a 20° y mucho menor que ésta conforme va aumentando el ángulo). Por ello la TVL hay que calcularla para cada ángulo. La fracción de dispersión *a* también debe determinarse en función del ángulo. Para un punto determinado, tomaremos la orientación del haz para la cual el ángulo de dispersión es mínimo, con el factor de uso que corresponda a esa orientación. Aunque habría que asegurarse de que la contribución de dosis de las otras orientaciones es despreciable tras la barrera calculada en el primer caso.

Para la radiación dispersa se considera  $TVL_1 = TVL_e$  y se obtienen de la *Tabla 2*.

Material	Energía (MV)	TVL(cm)					
		15	30	45	60	90	135
Hormigón (d=2.35g/cm <sup>3</sup> )	15	42	31	26	23	18	15

La contribución de dispersa se calcula como:

$$B_{ps} = \frac{P \cdot d_{sca} \cdot d_{sec} \cdot 400}{a \cdot W \cdot U \cdot T \cdot F} \quad (4)$$

- a = Fracción de radiación dispersada por el paciente en el ángulo dado para un campo de 400cm<sup>2</sup>
- $d_{sca}$  = Distancia de la fuente al paciente (m)
- $d_{sec}$  = Distancia del paciente al punto de dosis objetivo (m)

La contribución de la radiación de fuga se calcula tomando, no la carga de trabajo en el isocentro, sino la carga de trabajo en el cabezal WL que tiene en cuenta el factor  $C_1$  para IMRT. Las capas décimorreductoras para la radiación de fuga aparecen en la *Tabla 3*.

Material	Energía (MV)	TVL <sub>1</sub> (cm)	TVL <sub>e</sub> (cm)
Hormigón (d=2.35g/cm <sup>3</sup> )	15	36	33

El factor de atenuación para esta contribución se calcula como:

$$B_L = \frac{P \cdot d_L^2}{10^{-3} W_L \cdot T} \quad (5)$$

$d_L$  = Distancia del isocentro (suponiendo una utilización homogénea de las angulaciones del gantry) a la barrera secundaria (m)

En lo referente a la puerta, se calcula por una parte la dosis debida a fotones y por otro la debida a neutrones. Dentro de la radiación constituida por fotones, están los procedentes de captura neutrónica ( $H_{cg}$ ) y la radiación terciaria, que comprende las siguientes contribuciones:

- radiación primaria dispersada en una barrera primaria y dispersada hacia el laberinto ( $H_s$ )
- radiación primaria que atraviesa la pared interna del laberinto y se refleja en la pared opuesta ( $H_{WT}$ )
- radiación de fuga dispersada en la pared visible desde la puerta del laberinto ( $H_{LS}$ )
- radiación dispersa del paciente hacia la pared opuesta a la puerta del laberinto ( $H_{PS}$ )
- radiación de fuga transmitida a través de la pared interna del laberinto ( $H_{LT}$ )

Las contribuciones  $H_{WT}$  y  $H_s$  son posibilidades alternativas que encontramos según el anillo primario sea perpendicular al eje del laberinto o sea paralelo a éste respectivamente.

Para el cálculo de la radiación terciaria se usa la orientación más desfavorable del gantry en cada caso y después se aplica un factor de 2,64 que tiene en cuenta el resto de orientaciones .

Por tanto:

$$H_{fotones} = ,64 \cdot (H_{XS} + H_{LS} + H_{ps} + H_{LT}) + H_{cg} \quad (6)$$

Donde  $H_{XS} = H_{WT}$  o  $H_s$  , según el anillo primario sea perpendicular o paralelo al laberinto

Las diferentes componentes se calculan como:

*Radiación primaria dispersada en la barrera primaria*

$$H_s = \frac{f \cdot W_{pri} \cdot U \cdot B \cdot \alpha_0 \cdot A_0 \cdot \alpha_z \cdot A_z}{(d_h \cdot d_r \cdot d_z)^2} \quad (7)$$

$A_0$  = Proyección del campo máximo en la barrera primaria (m<sup>2</sup>)

$\alpha_0$  = Coeficiente de reflexión en la barrera primaria ( $A_0$ ) para un ángulo de incidencia y reflexión dados  $A_z$  = Proyección de  $A_0$  sobre la pared exterior del laberinto (m<sup>2</sup>)

$\alpha_z$  = Coeficiente reflexión en la barrera secundaria ( $A_z$ ) para un ángulo de incidencia y reflexión dados

$d_h$  = Distancia de la fuente al punto central de la superficie  $A_0$  (m)

$d_r$  = Distancia del punto central de la superficie  $A_0$  al punto central del pasillo del laberinto (m)

$d_z$  = Distancia del centro del pasillo a la puerta (m)

$f$  = Fracción de radiación primaria que atraviesa al paciente ( $f=0,25$  para 6MV y  $f=0.33$  para 15MV)

*Radiación primaria transmitida a través de la pared interior del laberinto*

El cálculo de esta contribución no aparece en el NCRP 151, pero puede encontrarse en el Report N.º. 47 de la IAEA<sup>(3)</sup>.

$$H_{WT} = \frac{W_{pri} \cdot U \cdot B \cdot \alpha_p \cdot A_p}{(d_p \cdot d'')^2} \quad (8)$$

$A_p$  = Área del campo máximo proyectado a través de la pared interna del laberinto hasta la pared externa del mismo (m<sup>2</sup>)

$d_p$  = Distancia de la fuente al punto medio de la superficie  $A_p$  (m)

$d''$  = Distancia del punto central de  $A_p$  a la puerta (m)



*Radiación de fuga dispersada hacia la pared opuesta a la puerta del laberinto*

$$H_{LS} = \frac{10^{-3} \cdot W_L \cdot U \cdot \alpha_1 \cdot A_1}{(d_{LS} \cdot d_{ZZ})} \quad (9)$$

$A_1$  = Área de incidencia de la radiación de fuga vista desde la puerta (m<sup>2</sup>)

$\alpha_1$  = Coeficiente reflexión en la superficie ( $A_1$ ) para un

$d_{LS}$  = Distancia de la fuente al punto central de la superficie  $A_1$

$d_{ZZ}$  = Distancia del punto central de la superficie  $A_1$  a la puerta

*Radiación dispersa del paciente hacia la pared opuesta a la puerta del laberinto*

$$H_{ps} = \frac{\alpha \cdot W_{pi} \cdot U \cdot \alpha_1 \cdot A_1 \cdot (F / 400)}{(d_{sec} \cdot d_{sca} \cdot d_{ZZ})^2}$$

$d_{sec}$  = Distancia de la fuente al punto central de la superficie  $A_1$

$d_{sca}$  = Distancia de la fuente al paciente

*Radiación de fuga transmitida a través de la pared interna del laberinto*

$$H_{LT} = \frac{10^{-3} \cdot W_L \cdot U \cdot B}{d} \quad (10)$$

$d_L$  = Distancia de la fuente a la puerta a través de la pared del laberinto (figura 11)

B = Factor de transmisión de la pared interna del laberinto a través de la línea fuente-pared del laberinto

*Radiación de fotones de captura neutrónica*

$$H_{cg} = kW_L 10^{-\frac{d}{TVD}} \left[ \frac{\beta Q_n}{4\pi d_1} + \frac{5,4\beta Q_n}{\pi S_r} + \frac{1,3Q_n}{\pi S_r} \right] \quad (11)$$

$d_1$  = Distancia del isocentro al punto medio del pasillo del búnker a través de la esquina interior de la pared interior del laberinto (A)

$d_2$  = Distancia del punto A a la puerta  
 $k = 6,9 \cdot 10^{-16}$  Sv·m<sup>2</sup> (eficiencia de fotones de captura por unidad de fluencia de neutrones)

$S_r$  = Área total de las paredes del búnker (incluidos suelo y techo)

TVD = Distancia decimorredutora (3,9m para aceleradores con energía de 15MV)

Para el cálculo de la dosis debida a neutrones se utiliza la ecuación propuesta por Kersey, la más conservadora.

$$H_{n,D} = H_0 \left( \frac{S_0}{S_1} \right) \left( \frac{d_0}{d_1} \right)^2 10^{-\frac{d_2}{3}} \quad (12)$$

$S_0$  = Área del acceso al laberinto

$S_1$  = Área transversal del laberinto

No se expone aquí el método de cálculo de DIN 6847-2 por ser suficientemente conocido.

Las figuras 1 y 2 muestran el plano de la instalación y un esquema de los edificios próximos. Los datos necesarios para el cálculo aparecen en las Tabla 4 y 5.

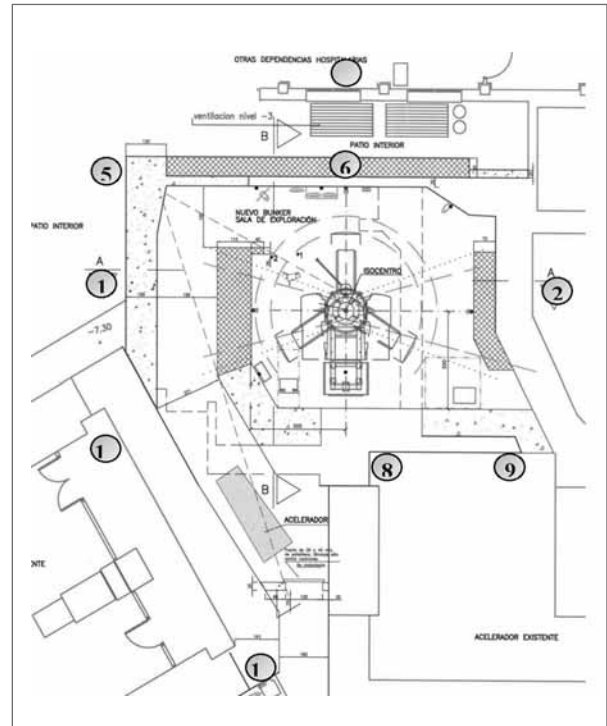


Figura 1. Planta de la instalación con los puntos de cálculo

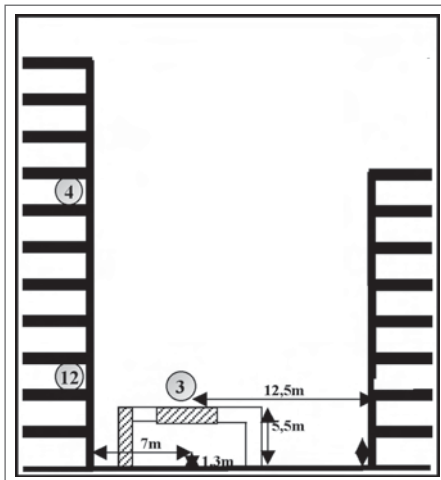


Figura 2. Alzado de la instalación y edificios contiguos, con los puntos de cálculo señalizados

Tabla 4. Distancias tras barrera primaria y secundaria

PRIMARIA	SECUNDARIA	
$d_{pri}(P1)=8,4m$	$d_{sec}(P6)=8,8m$	$d_{sec}(P12)=12,8m$
$d_{pri}(P2)=7,5m$	$d_{sec}(P7)=5,3m$	$d_{sec}(P13)=5,5m$
$d_{pri}(P3)=5,3m$	$d_{sec}(P8)=7,3m$	$d_{sec}(P14)=10m$
$d_{pri}(P4)=23m$	$d_{sec}(P9)=4,8m$	$d_{sec}(P15)=16,2m$
$d_{pri}(P5)=30m$	$d_{sec}(P10)=6m$	$d_{sec}(P16)=20,3m$
	$d_{sec}(P11)=10,8m$	

Tabla 5. Valores de parámetros para cálculo de puerta

PUERTA DEL LABERINTO		
$d_0=7,1m$	$d_{ir}=3m$	$S_0=5,5m^2$
$d''=10,7m$	$d_p=7,1m$	$S_1=4,9m^2$
$d_1=6m$	$d_{occ}=6,8m$	$S_r=197m^2$
$d_2=13,3m$	$\alpha_1(H_{L,S}) \rightarrow 30^\circ$	$A_p=16,4m^2$
$d_{r,s}=7,5m$	$\alpha_1(H_{L,S}) \rightarrow 45^\circ$	$A_1=2,6m^2$
$d_L=9,5m$	$\alpha_p \rightarrow 30^\circ$	

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los resultados obtenidos para los espesores de las barreras para el método de cálculo de la NCRP 151 y el de la norma DIN 6847 se presentan en la *Tabla 6*.

Punto del Plano	Estancia Contigua Denominación	NCRP 151	DIN 6847
1	Calle	145	142
2	Sala de Co-60	150	152
3	Techo	161	100
4	Habitación Planta 5 <sup>a</sup>	170	173
5	Calle	51	47
6	Calle	66	68
7	Despacho	100	136
8	Sala de ALE Primus	66	60
9	Sala de ALE Primus	60	56
10	Sala de ALE KD2	58	45
11	Control ALE Oncor	68	62
12	Habitación Planta 0	100	106

Los valores obtenidos en ambos casos son, en general, bastante similares. En barrera primaria, la mayor diferencia observada es la correspondiente a la posición sobre el techo del búnker. El cálculo según NCRP da un espesor mucho más alto al aplicar el criterio de dosis máxima de 20  $\mu Sv$  en cualquier hora. Para el resto de barreras primarias, la diferencia es inferior al 2%.

En las barreras secundarias las diferencias son mayores, debido fundamentalmente a dos razones:

- Para la radiación dispersa, NCRP asigna valores de TVL en función del ángulo de dispersión, que son superiores al valor único que da la DIN para esa radiación.
- Para la radiación de fuga, DIN asigna el mismo valor de TVL que para primaria, mientras que NCRP da valores específicos para la TVL, más bajos que los de DIN.

Concretamente, en la posición 7, predomina la radiación de fuga, razón por la cual la diferencia de espesores entre los dos métodos es del 36 %, más alta la de DIN. Sin embargo, en la posición 10, el espesor calculado por NCRP es un 22% superior al de DIN debido a la radiación dispersa en ángulo pequeño.

En cuanto a la puerta, aplicando NCRP 151 no es preciso blindar frente a fotones ni a neutrones, aún con la ecuaciones más conservadoras. Con la norma DIN, se obtendría un espesor de 0,2 cm de BPE para neutrones.

## CONCLUSIONES

La utilización del documento de la NCRP se revela como una alternativa completa y eficaz para el cálculo de blindajes en instalaciones de radioterapia. Los resultados obtenidos mediante la norma DIN 6847, si bien presentan diferencias notables en el método de cálculo, son similares a los obtenidos con este documento, y tan sólo se hacen apreciables cuando tenemos en cuenta el límite máximo de dosis en cualquier hora introducido por la NCRP N°. 151 si la zona es de bajo factor de ocupación, o en aquellas barreras a las que llega radiación dispersada con un ángulo pequeño.

## REFERENCIAS

1. *Structural shielding design and evaluation for megavolt-age X- and gamma-ray radiotherapy facilities*. NCRP Report N°. 151. EEUU. Bethesda: National Council on Radiation Protection and Measurement, 2006.
2. DIN-6847, *Aceleradores de electrones de uso médico*; Parte 2: Normas de protección radiológica para la instalación, DIN Deutsches Institut für Normung e. V., 1977.
3. *Radiation Protection in the design of radiotherapy facilities*. IAEA Safety Reports Series N°. 47. Vienna (2006).





# DETERMINACIÓN DE LA BONDAD DE LOS DETECTORES DE ÁREA UTILIZADOS EN LA VERIFICACIÓN DE LOS BLINDAJES EN UNA UNIDAD DE RADIOTERAPIA EXTERNA

A. Vicedo, A. Serrada, V. de la Vara V, C. Huerga, R. Plaza, E. Corredoira, J. Vidal, M. Saez, M. Téllez de Cepeda

Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica. Hospital Universitario La Paz.

## INTRODUCCIÓN

La puesta en marcha de unidades de radioterapia externa requiere una verificación preoperacional de la instalación que incluye la verificación de la bondad de los blindajes estructurales en la sala de tratamiento.

Dada la alta energía de los haces de fotones que se producen en estas unidades, es necesario conocer con precisión la energía equivalente del espectro de los haces producidos con el fin de utilizar, en la verificación de los blindajes, instrumentos de medida con un adecuado límite de detección.

## OBJETIVO

Comprobar la bondad de los detectores utilizados en nuestro Servicio, debido a la diferente curva de respuesta en energía de los mismos.

Especialmente para fotones de alta energía :

1. Proponemos determinar la calidad del haz de fotones basándonos en la capa hemirreductora (CHR) en agua (1, 2).
2. La determinación de la CHR nos permite conocer el coeficiente de atenuación del agua para la energía del haz en estudio:

$$CHR = \ln 2 / \mu$$

3. Mediante las tablas de coeficientes de atenuación publicados por el NIST (3) (Figura 1) correspondientes a haces de fotones monoenergéticos, obtenemos el valor de la energía media del haz.
4. De las curvas de respuesta en energía de distintos detectores, obtenemos el factor de respuesta para la energía media obtenida.

## MATERIAL Y MÉTODOS

Haces de fotones de 6MV y 15MV de un acelerador de electrones Elekta Precise. Se mide la capa hemirre-

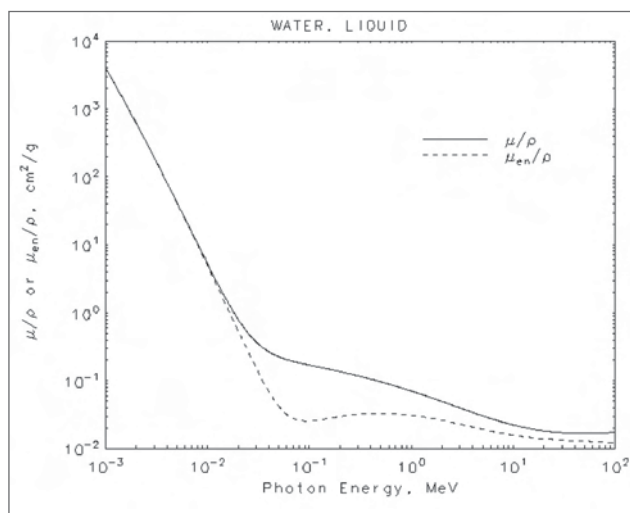


Figura 1: Coeficientes de atenuación máxicos en función de la energía del haz de fotones para el agua líquida. Tabla NIST.

ductora en un medio equivalente al agua, para las dos energías, mediante un campo de 3x3 cm en el isocentro. Como medio equivalente se utiliza un compuesto de poli-acrilamida-agar (nombre comercial *geliperm*).

Se utiliza una cámara PTW modelo M31003 de volumen 0.1 cc con caperuza de build-up situada a 1.5 m del foco. Se midieron valores para cada cm de *geliperm* añadido a la columna.

## RESULTADOS

- 1- La Figura 2 muestra las medidas obtenidas.
- 2- Valores obtenidos de la CHR en agua:

$$\begin{aligned} CHR (6 \text{ MV}) &= 15 \text{ cm} \\ CHR (15 \text{ MV}) &= 20 \text{ cm} \end{aligned}$$

- 3- Valores de los coeficientes de atenuación máxicos obtenidos :



$$\mu/\rho (6 \text{ MV}) = 0.043 \text{ cm}^2/\text{g}$$

$$\mu/\rho (15 \text{ MV}) = 0.035 \text{ cm}^2/\text{g}$$

3- Valores de la energía equivalente obtenidos según las tablas del NIST :

$$\langle E \rangle (6 \text{ MV}) = 2.1 \text{ MeV}$$

$$\langle E \rangle (15 \text{ MV}) = 4 \text{ MeV}$$

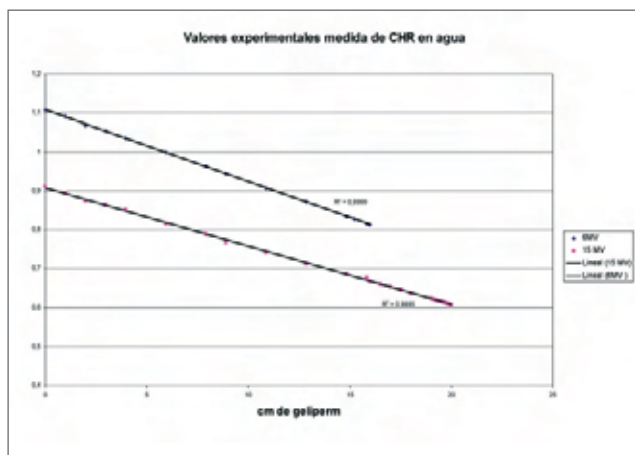


Figura 2: Valores experimentales obtenidos al medir la CHR en agua. El índice de correlación  $r^2 = 0.999$  muestra la pureza del espectro.

### CONCLUSIONES

En la verificación de blindajes, utilizar detectores con

una respuesta uniforme a la energía de 2.2 MeV para haces de fotones de 6MV y con una respuesta uniforme a la energía de 4 MeV para haces de fotones de 15 MV.

- Babyline 81 : respuesta en energía uniforme de 8 KeV a 2 MeV.
- Babyline 31/61: respuesta en energía uniforme de 10 keV a 10 MeV.
- Radiagem 4000: rango de energía de 30 keV a 2MeV.
- Victoreen 450: a partir de 7keV.

En la mayoría de los detectores estudiados, el límite de su curva de respuesta no alcanza las energías de los haces de fotones de nuestro acelerador lineal.

En la mayoría de las especificaciones de los detectores no aparece una curva de respuesta en energía que incluya las energías máximas producidas en la sala de un acelerador lineal (15MV, 18MV).

### REFERENCIAS

1. Håkan Nyström and Mikel Karlsson. Photon beam quality specification by narrow-beam transmission measurements. Phys. Med, Biol.39(1994) 1231-1245.
2. Anders Säterberg and Mikel Karlsson. Calculation of photon energy and dose distribution in a 50 MV scanned photon beam for different target configurations and scan patterns. Med.Phys.25 (2), 1998, 236-240.
3. National Institute of Standards and Technology (NIST). Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients Water, Liquid.



**SPD APRO-5**

## APLICACIÓN DE UN PROTOCOLO DE LEVANTAMIENTO RADIOMETRICO EN INSTALACIONES DE RADIODIAGNÓSTICO

**F. Leyton<sup>1</sup>, C. Ubeda<sup>2</sup>, O. Delgado<sup>3</sup>, A. Espinoza<sup>4</sup>, J. Diaz<sup>5</sup>, C. Oyarzún<sup>6</sup>, S. Mansilla<sup>7</sup>, N. Pérez<sup>8</sup>, S. Poblete<sup>9</sup>, O. Hidalgo<sup>10</sup> y S. Soto<sup>11</sup>.**

<sup>1</sup> Instituto de Salud Pública de Chile. Santiago Chile. <sup>2</sup>Universidad de Tarapacá. <sup>3</sup> Instituto de Salud Pública de Chile. <sup>4</sup>Instituto de Salud Pública de Chile. <sup>5</sup> Servicio Regional Ministerial de Salud Metropolitana. <sup>6</sup>Comisión Chilena de Energía Nuclear. <sup>7</sup>Ministerio de Salud. <sup>8</sup>Instituto de Salud Pública de Chile. <sup>9</sup>Ministerio de Salud de Chile. <sup>10</sup>Servicio Regional Ministerial de Salud Metropolitana. <sup>11</sup>Servicio Regional Ministerial de Salud Metropolitana.

### RESUMEN

Se realizó un Levantamiento Radiométrico en dos servicios de imagenología con un total de 7 salas de radio-

diagnóstico evaluadas. Se utilizó metodología del Protocolo de Control de Calidad en Radiodiagnóstico ARCAL (Acuerdo de Cooperación Regional para la promoción de la ciencia nuclear y tecnología en América Latina y el Ca-



ribe) XLIX del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) <sup>(1)</sup>. Se calcularon las tasas de dosis efectiva en superficie en diferentes posiciones de interés desde el punto de vista de la protección radiológica. El 82% de las posiciones evaluadas presentan tasas de dosis efectivas que cumplen con los valores límites establecidos en el protocolo ARCAL XLIX. No obstante el personal ocupacionalmente expuesto (POE) ubicado a un metro del simulador (posición A, área controlada) <sup>(2)</sup> supera hasta en un factor 8 el límite propuesto en ARCAL XLIX.

**INTRODUCCIÓN**

La aplicación de las normas de seguridad y protección radiológica nacionales e internacionales <sup>(1-5)</sup> constituyen un requisito para la utilización de fuentes de radiación. Esos requisitos, adaptados a los recursos disponibles en el país, siguen las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA) <sup>(2)</sup> y el Comité Internacional de Protección Radiológica (ICRP) <sup>(3)</sup>.

En Chile existen más de 3278 equipos generadores de rayos X en el área de salud (catastro MINSAL – SEREMI); por lo que la aplicación de programas de protección radiológica y control de calidad permite el uso seguro de esta tecnología al conjunto de la población.

La aplicación médica, entre todas las prácticas que involucran radiación ionizante, es responsable de la más alta contribución de exposición a la población. Las aplicaciones en medicina envuelven exposiciones directas y deliberadas del paciente justificadas por el beneficio de un buen diagnóstico o tratamiento <sup>(2-6)</sup>.

Para la aplicación de recomendaciones y normas, el Ministerio de Salud de Chile, a través de la Secretaria Regional Ministerial de Salud (SEREMI) es el encargado de controlar y fiscalizar las instalaciones de radiodiagnóstico, calificadas como de segunda categoría <sup>(7, 8)</sup>.

El presente estudio aplica la prueba de Levantamiento Radiométrico (LR) según protocolo ARCAL XLIX, con el fin de desarrollar progresivamente una mayor sensibilidad respecto a la protección, seguridad radiológica y metodologías para realizar un LR en instalaciones de radiodiagnóstico.

**MATERIAL Y MÉTODO**

Se realizó la prueba de LR de acuerdo a la metodología del Protocolo de Control de Calidad en Radiodiagnóstico ARCAL XLIX del OIEA, en dos Servicios de Imagenología del sector privado y público. En el primero de ellos se evaluaron 4 salas de radiodiagnóstico que fueron iden-

tificadas con los números I, II, III, IV, y en el segundo servicio se evaluaron 3 salas de radiodiagnóstico identificadas con los números V, VI, VII. En las salas I, II, III y IV se utilizan equipos de rayos X Siemens, Opti 150/30/50, trifásico con una tensión máxima de 150 kVp, para las salas V y VI se utiliza un equipo Philips Optimus, trifásico con una tensión máxima de 150 kVp y en la sala VII un equipo Shimatzu, S. Apphire 15 TH con una tensión máxima de 150 kVp.

Para realizar las mediciones se utilizó una cámara Radcal Corporation modelo: “10 x 6 – 1800” y el electrómetro model: “2026c” calibradas de acuerdo a estándares de la Comisión Chilena de Energía Nuclear. Las lecturas se hicieron en condiciones operacionales simuladas, utilizando un simulador de tórax “Victoreen Nuclear Associates 76-211CO Chest X-Ray Phantom”, y otro simulador de pelvis antropomórfico marca 3M, expuesto al haz primario de rayos-X. Se escogió la mayor técnica radiográfica del examen de mayor frecuencia que se muestra en la *Tabla 1*.

De acuerdo al protocolo ARCAL XLIX las lecturas obtenidas en el LR se transformaron a tasa de dosis efectiva en unidades de mSv/semana utilizando un factor de dispersión para piel (fd=1.4) <sup>(9)</sup>. Se consideraron los factores de uso (U), los factores de ocupación (T) y la carga de trabajo (W) definidas según protocolo ARCAL XLIX.

Se identificaron puntos de interés donde individuos del público y el POE están expuestos a radiación. Estos puntos son: posición A lugar donde se ubica el ayudante (a 1m del simulador), posición B lugar delante de la barrera secundaria (a 15cm de la barrera), posición C lugar detrás de la barrera secundaria (posición del operador, a

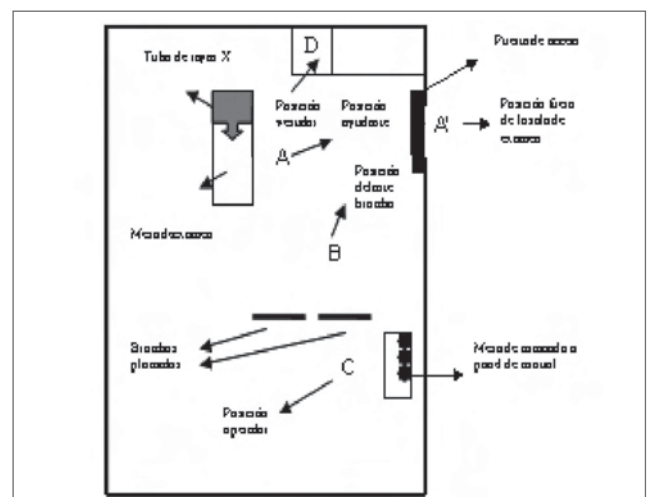


Figura 1: Esquema básico de una sala de radiodiagnóstico

15cm de la barrera), posición D vestidor para pacientes y la posición A' punto ubicado en el exterior de la puerta de acceso a la sala de examen (pasillo interno). Como se muestra en la *Figura 1*.

## RESULTADOS

El examen radiológico seleccionado para realizar la simulación en cada una de las salas, asociada a la técnica radiográfica y su carga de trabajo W se observa en la *Tabla 1*. Donde los mayores valores de kilovoltaje se observan en los exámenes radiográficos de Tórax AP y la mayor exposición miliampere-segundo (mAs) es para el examen radiológico de Columna Total Lateral (CTL). La carga de trabajo semanal W (mAmin/semana), posee su mayor valor en la sala V.

Tabla 1. Examen por sala, técnica radiográfica y carga de trabajo W [mAmin/sem].

Sala	Examen	kV	mA	mAs	W
<b>I</b>	Tórax AP	150	200	8	11
<b>II</b>	Pelvis AP	90	400	80	280
<b>III</b>	Tórax AP	150	400	20	70
<b>IV</b>	CTL	90	400	220	411
<b>V</b>	CLL	78	300	94.5	551
<b>VI</b>	CLF	62	300	60	280
<b>VII</b>	Tórax AP	110	200	1.26	4

kV= Kilovoltaje; mA= miliampere; mAs= miliampere-segundo; AP= Antero-posterior; CTL= columna total lateral; CLL= columna lumbar lateral; CLF= columna lumbar frontal.

Tabla 2. Valores de tasa de exposición en cada uno de los puntos seleccionados en las salas de examen evaluadas.

Tasa de exposición (mR/h)					
Sala	A	B	C	D	A'
<b>I</b>	1303	35	0.1	*	0.0
<b>II</b>	7120	1727	44.6	3.5	2.0
<b>III</b>	2935	455	3.7	3.1	6.9
<b>IV</b>	1130	532	11.9	5.8	0.1
<b>V</b>	2710	560	40.7	73.9	1.2
<b>VI</b>	1751	331	5.4	0.8	0.1
<b>VII</b>	154	32	1.8	0.1	0.0

Los valores de tasa de exposición en cada uno de los puntos seleccionados se observa en la *Tabla 2*. El mayor valor de tasa de exposición para cada una de las salas

seleccionadas se encuentra en la posición A (lugar ayudante).

En el caso de las tasas de dosis efectivas observados en la *Tabla 3*, la posición A (lugar ayudante) es el punto donde se alcanzaron los mayores valores de dosis efectiva, seguido de la posición B que corresponde a la medición realizada delante de la barrera secundaria que protege al operador.

Tabla 3. Valores de tasa de dosis efectiva en cada uno de los puntos seleccionados en las salas de examen evaluadas

Tasa de dosis efectiva (mSv/semana)					
Sala	A	B	C	D	A'
<b>I</b>	0.010	0.000	0.000	*	0.000
<b>II</b>	0.870	0.21	0.010	0.000	0.000
<b>III</b>	0.090	0.01	0.000	0.000	0.000
<b>IV</b>	0.203	0.096	0.000	0.000	0.000
<b>V</b>	0.810	0.166	0.012	0.005	0.010
<b>VI</b>	0.264	0.05	0.001	0.000	0.000
<b>VII</b>	0.001	0.000	0.000	0.000	0.000

\* no existe vestidor

## DISCUSIÓN

Al escoger la ubicación de un equipo generador de rayos X, dentro de una instalaciones de radiodiagnóstico, se deberán tener en cuenta los factores que pudieran influir en la seguridad operacional y física del equipo generador; los factores que influyen en la exposición ocupacional, del público y el paciente, la carga de trabajo, el blindaje y la distancia a las zonas controladas y supervisadas.

Los equipos generadores de rayos X emiten radiación cuando el tubo de rayos X está bajo tensión, de esta manera el concepto de carga de trabajo da cuenta de esta situación, considerando el tiempo efectivo en que el equipo de rayos X está en uso.

Establecer los criterios con el cual se realizará un levantamiento radiométrico, trasciende directamente en las políticas de prevención y protección, en las acciones correctoras y los costos que asume cada institución para el programa de protección radiológica.

Una vez realizado el LR será imprescindible llevar un registro escrito de los controles efectuados. Dichos registros serán una fuente importante de información para evaluar la efectividad de las medidas de corrección y definir estrategias para la optimización de la Protección Radiológica (10 – 15) .



Cuando el haz primario está dirigido hacia los vestidores o la puerta de acceso y no existe un blindaje adicional suficiente, se observan valores como los obtenidos en la *Tabla 2*, donde los niveles de exposición encontrados en la sala III en el punto A' (fuera de la sala de examen) es mayor que las tasas de exposición medida en el vestidor (D) y en la posición del operador (C), igualmente sucede en la sala V donde la exposición medida en el vestidor (D) es 1,8 veces mayor que la tasa de exposición en la posición del operador (C). En la posición del operador de la *Tabla 3* las salas II y V están en el límite propuesto por ARCAL, por lo que un aumento en W implicaría sobrepasar el límite propuesto.

El Levantamiento Radiométrico es esencial para la obtención de la autorización de funcionamiento solicitada por la autoridad reguladora (SEREMI de Salud), que en la práctica clínica de un servicio de radiodiagnóstico permite estimar el nivel de dosis y evaluar el potencial riesgo al que está expuesto el POE además de detectar anomalías graves en el funcionamiento de los equipos o en el desplazamiento del personal durante los procedimientos.

De esta manera observamos en la *Tabla 2*, que en la posición A (ayudante) existen tasas de exposición superiores a los 7 R/h que es un valor potencialmente significativo para un individuo que realice este tipo de prácticas sin los elementos de protección y seguridad radiológica.

En la *Tabla 3* observamos que en la posición A las salas II, III, IV, V y VI sobrepasan el límite para área controlada establecido por ARCAL XLIX. Esto revela la necesidad de estudiar los procedimientos clínicos realizados para evitar una mala práctica radiológica y restringir la exposición innecesaria del POE.

Al comparar los puntos B y C de la *Tabla 2* se observa que la atenuación producida por el blindaje es superior al 93%. Según los criterios del protocolo representados en la *Tabla 3*, ninguna de las salas sobrepasan el límite en la posición del operador (C) para la zona controlada, lo que implica una protección adecuada de acuerdo a la técnica y carga de trabajo utilizadas.

Los valores de tasa de dosis efectiva corregidas por los factores de U, T y W se observan en la *Tabla 3*. En las posiciones A y B se observan algunos valores superiores al límite sugerido por ARCAL XLIX; para las posiciones C, D y A' los valores son menores al límite establecido. Al comparar la tasa de dosis efectiva con el límite establecido en ARCAL XLIX, se destaca el caso de la posición A, donde el límite es superado hasta en un factor 8 en las salas II y V que poseen las mayores cargas de trabajo.

Para el caso de la *Tabla 3* encontramos que el 82% de las mediciones cumplen con los criterios del protocolo ARCAL XLIX donde se describe una metodología para realizar un LR. Sabemos que la recomendación nacional<sup>(8,9)</sup> se basa en el criterio que un individuo ocupacionalmente expuesto no puede recibir al cabo de un año una dosis superior a 5 rem al año (50 mSv/año) y el protocolo ARCAL XLIX se basa en la recomendación internacional<sup>(2, 3)</sup> de 20 mSv/año, desde este punto de vista consideramos que el protocolo ARCAL XLIX no subestima los niveles de exposición, sino que incorpora una metodología que lleva a la práctica el concepto ALARA y considera factores como W, U y T que establecen criterios aplicables a la práctica médica, propia de un servicio de radiodiagnóstico.

## REFERENCIAS

1. "Implementación de las normas Básicas de Seguridad Internacionales en las Prácticas Médicas, Protocolos de Control de Calidad en Radiodiagnóstico", ARCAL XLIX (Acuerdo Regional de Cooperación para la Promoción de la Ciencia y la Tecnología Nuclear en Latinoamérica y el Caribe ARCAL XLIX. 2001
2. "Normas básicas Internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación (NBS)", Colección de seguridad N°115, Organismo Internacional de energía Atómica, Viena 1997.
3. "1990 Recommendations of the international Comition on Radiological protection", ICRP 60, Vol 21 N° 1-3.
4. A. Walker, J. S. Tuck. "Ionising radiation (Medical Exposure) regulations: impact on clinical radiology", British Journal of Radiology, 74, 571 – 574, 2001.
5. "Organización, desarrollo, garantía de calidad y radioprotección en los servicios de radiología: Imaginología y radioterapia". Organización Panamericana de la Salud (OPS), Organización Mundial de la Salud (OMS), 1997.
6. Alfredo Ramírez N, Eric Farias C, Ana María Silva J, Carlos Oyarzún C., Fernando Leyton L., et al. "Radiación Ionizante secundaria generada en equipos de cineangiografía coronaria digital y analógica: influencia de los sistemas externos de protección radiológica", Revista Médica de Chile 2000; 128: 853 – 862.
7. "Reglamento sobre autorizaciones para instalaciones radioactivas o equipos generadores de radiaciones ionizantes, personal que se desempeña en ellas, u opere tales equipos y otras actividades afines", Decreto Supremo No133 de la Republica de Chile, 22 de mayo de 1984.
8. "Reglamento de protección radiológica de instalaciones radiactivas", Decreto Supremo N°3 de la Republica de Chile, 3 de Enero de 1985.
9. Chuan-Jong TUNG y Hui-Yun TSAI. "Evaluations of gonad

and fetal doses for diagnostic radiology”, Proc. Natl. Sci. Counc. Roc(B). Vol.23, No3, 1999, pp 107 – 113.

10. “European Guidelines on Quality Criteria for Diagnostic Radiographic Images”, European Commission, EUR 16260 EN, 1996.
11. E. Vañó, L. González and S. Oliete. “The relevance of quality criteria for optimization in conventional radiology”, Radiation Protection Dosimetry, Vol 80. Nos 1 – 3, pp. 39 – 44, 1998.
12. “Protocolo Español de Control de Calidad en Radiodiagnóstico”, Sociedad Española de Física Médica, Sociedad Española de Protección Radiológica. 1996.
13. “Curso regional de Proteção Radiológica em Radiodiagnós-

tico, Capítulo 4, Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para o Licenciamento e Fiscalização de Instalações de Radiodiagnóstico”, Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD)/ Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e Organismo Internacional de Energia Atômica (OIEA), Rio de Janeiro, 6 -17 dezembro 1999.

14. Haino Burmester. “Reflexiones sobre los programas hospitalarios de garantía de calidad”, Revista Panamericana de Salud Pública/Pan Am J Public Health 1(2), 1997.
15. Eliseo Vañó. “Importancia de la Protección Radiológica y del Control de Calidad en las instalaciones de Cardiología Intervencionista”, Revista Chilena de Cardiología, Vol 21 Nº1, 2002.



## PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL TRATAMIENTO CON Sm-153 DE PACIENTES INGRESADOS EN CUIDADOS PALIATIVOS

M. A. Rossell, J. J. Peña y J. L. Calvo

Cátedra de Física Médica. Facultad de Medicina. Universidad de Extremadura.  
Hospital Universitario Infanta Cristina. Servicio Extremeño de Salud. Badajoz.

### INTRODUCCIÓN

En nuestro Hospital, como en otros muchos centros, el tratamiento a pacientes con Samario 153, se hace habitualmente en régimen de tratamiento ambulatorio.

Para ello, se dispone de una habitación destinada al efecto en el Servicio de Medicina Nuclear donde los pacientes permanecen unas horas después de inyectárseles el radiofármaco, y se cuenta con la colaboración del Servicio de Protección Radiológica.

En nuestro caso se ha elaborado un procedimiento de trabajo específico con el siguiente contenido:

1. Información al paciente en protección radiológica.
2. Vigilancia radiológica de la zona.

3. Recomendaciones generales sobre protección radiológica.
4. Preparación de la dosis.
5. Normas sobre protección radiológica de los pacientes tratados con Sm-153.
6. Formulario sobre actividades inyectadas y fechas.
7. Datos básicos de interés físico y de radioprotección del Sm-153
8. Norma con instrucciones que deben seguir los pacientes tratados con Sm-153

En este trabajo se presentan las actuaciones llevadas a cabo en el caso de una paciente de cuidados paliativos, hospitalizada en otro centro, que tuvo que ser sometida a tratamiento con Sm-153.



## ESTIMACIONES PREVIAS DE DOSIS

Una vez que el Servicio de Medicina Nuclear nos comunica la necesidad de llevar a cabo este tratamiento, se procedió en primer lugar realizando una estimación de la dosis (*tabla 1*) que recibiría, tanto el personal sanitario como sus familiares, durante los primeros días después de recibir el radiofármaco. Se realizó así mismo, una estimación del tiempo máximo de permanencia junto a la paciente (*Tabla 2*) para no superar el valor de 0,2 mSv al día. No se tuvo en consideración la atenuación de la radiación producida en los tejidos ni la eliminación biológica. La actividad a administrar serían 60 mCi.

## PACIENTE INGRESADO EN CUIDADOS PALIATIVOS

La Unidad de Cuidados Paliativos se encuentra en nuestra Área de Salud en un Hospital diferente de donde se ubican los Servicios de Medicina Nuclear y Pro-

*Tabla 1.*

	<b>Tasa de dosis estimada (mSv/h) a diferentes:</b>		
	distancias		
	2 m	1 m	0,5 m
Día 1°	0,01	0,05	0,22
Día 2°	0,01	0,04	0,15
Día 3°	0,01	0,03	0,10
Día 4°	0,00	0,02	0,07
Día 5°	0,00	0,01	0,05
Día 6°	0,00	0,01	0,03
Día 7°	0,00	0,01	0,02

*Tabla 2.*

	<b>Tiempo de permanencia (horas/día):</b>		
	distancias		
	2 m	1 m	0,5 m
Día 1°	14,77	3,69	0,92
Día 2°	21,27	5,32	1,33
Día 3°	--	7,66	1,91
Día 4°	--	11,03	2,76
Día 5°	--	15,89	3,97
Día 6°	--	22,88	5,72
Día 7°	--	--	8,24

tección Radiológica. Para el tratamiento se ingresó a la paciente en una habitación del Servicio de Oncología Médica del Hospital Infanta Cristina. En este Servicio, el personal facultativo y de enfermería de planta no tienen conocimientos previos de Protección Radiológica ni experiencia en el trato con este tipo de enfermos.

Por esta razón tuvimos que poner en marcha un nuevo procedimiento de trabajo para abordar los aspectos relativos a la protección radiológica de los profesionales que atienden esporádicamente a pacientes tratados con Sm-153, así como de sus familiares, cuando los pacientes permanecen ingresados en una planta donde habitualmente no se tratan a este tipo de enfermos.

En dicho procedimiento se exponen también las recomendaciones pertinentes para el caso en el que el paciente se ha de trasladar a una sala que inicialmente no fue diseñada para ese fin, la elección que debe realizarse de la sala dentro de la planta del Hospital, la información que debe darse a los profesionales del Servicio correspondiente (en este caso de Oncología Médica) y las recomendaciones para la protección del personal que ha de asistir a la paciente y de los familiares acompañantes.

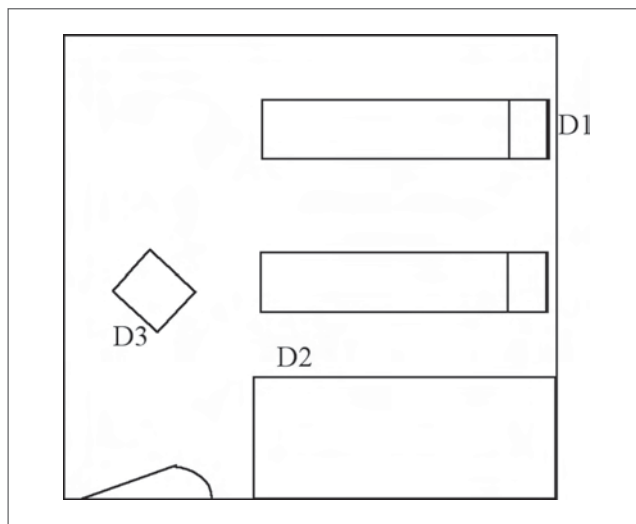
## INFORMACIÓN A LOS PROFESIONALES

Se informó verbalmente al personal del Servicio de Oncología Médica en su propia planta, de modo sencillo, sobre las características básicas del Samario-153 (radiaciones emitidas, valor del periodo de semidesintegración, etc), por qué se había seleccionado la última habitación de la planta para ubicar a la paciente evitando así el tránsito de personas por las inmediaciones de la misma (inicialmente se le había asignado la primera habitación del pasillo de acceso) y cuál iba a ser el plan de vigilancia por parte del Servicio de Protección Radiológica. Se explicó sobre el plano de la habitación (*figura 1*) los lugares donde se iban a colocar los dosímetros de vigilancia ambiental: uno en la cabecera de la cama (D1), uno en la pared contigua al aseo (D2) y otro detrás del sillón del familiar (D3). Se informó así mismo de las medidas que se iban a realizar en distintos sitios de la planta mediante un detector de radiación.

## INSTRUCCIONES A SEGUIR

Los profesionales que atienden esporádicamente a pacientes tratados con Sm-153 no tienen conocimien-

Figura 1. Plano de la habitación



tos previos de protección radiológica y podrían tener un miedo injustificado a las radiaciones ionizantes.

Se les informa que para garantizar la protección del personal que ha de asistir a la enferma, van a disponer de dos mandiles plomados con sendos dosímetros rotatorios adosados en su parte interior (DR1 y DR2) situados a la entrada de la habitación y que en el mismo lugar se va a colocar una hoja para el control de entradas y salidas del personal sanitario.

Se subraya que cumpliendo las normas básicas de Protección Radiológica el riesgo radiológico asociado por atender a este tipo de pacientes es despreciable e inferior a cualquier otro riesgo hospitalario.

### VIGILANCIA RADIOLÓGICA

Una vez inyectado el radiofármaco a la paciente, ésta permanece durante un par de horas en el Servicio de Medicina Nuclear acompañada de un familiar que se ubica lo más alejado posible dentro de la sala. Antes del traslado a la sala del Servicio de Oncología Médica se realizan medidas de tasa de dosis junto a la paciente (Tabla 3).

Cabecera	25 microSv/h
Lateral	11 microSv/h
Pies	5 microSv/h
Posición familiar	0,6 microSv/h

Tabla 3.

Se traslada la paciente a planta, anotando la duración del traslado y midiendo la dosis a 0,5 m de la paciente. La dosis medida en la puerta de la habitación y en la cabecera de la cama del paciente de la habitación contigua corresponden a valores de fondo.

En el aseo de la habitación se coloca un contenedor verde para recoger todos los posibles residuos generados y una bolsa para recoger las sábanas y cualquier otro material utilizado.

Durante los siguientes días se miden las dosis en el entorno de la paciente (tabla 4) y se facilita información de estas medidas a la supervisora de planta, no habiendo tenido lugar ningún incidente (vómitos o derrame de orina)

	microSv/h	
	Día 2º	Día 3º
Cabecera	11	11
Lateral	17	12
Pies	6	4
A 1m de la cama		0,9
A 2 m de la cama		0,6
Posición familiar	0,4	0,3
Aseo	Fondo	Fondo

Tabla 4.

Al tercer día la paciente se traslada a su habitación en Cuidados Intensivos. Después del traslado se rastrea la habitación donde estuvo hospitalizada y se registra contaminación en la ropa de cama (salvacolchón y funda de la almohada), así como en una zona del suelo del aseo, el inodoro, la bolsa de ropa sucia y en la cuña. Todo el material contaminado se retira hasta que decaiga la contaminación. Se recomienda la limpieza del aseo, lográndose valores normales tras repetir el proceso de limpieza varias veces, tras lo cual se autoriza utilizar nuevamente la habitación.

### DOSIS REGISTRADAS

A partir de las medidas de tasas de dosis realizadas, en primer lugar, se estimaron los siguientes valores de dosis:

Familiar acompañante (durante el primer día: 24 h):  
 Posición alejada (2 -3 m): 14,4 microSv  
 Inmediaciones: 480 microSv

Personal sanitario más expuesto

(Durante los tres días de ingreso, sin mandil)

Tiempo total de exposición: 55 minutos

Dosis estimada: 20 microSv

Finalmente, las lecturas de los dosímetros colocados en los distintos puntos de la habitación, en el cuarto de aseo y tras los mandiles plomados, registraron valores de fondo, salvo el colocado en la cabe-

cera de la cama que registró 0,3 miliSv).

Estos resultados pusieron de manifiesto que con las medidas de protección adoptadas las dosis para el familiar acompañante y el personal sanitario que atendió a la paciente se encuentran muy por debajo de los límites anuales de dosis, pero han servido para tranquilizar a los trabajadores de esta planta, que inicialmente manifestaron algunas inquietudes sobre su seguridad.



## PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN UN TRATAMIENTO PEDIÁTRICO CON $^{131}\text{I}$ -MIBG

C. Montes, E. Marqués, Y. Prezado, A. Vázquez, C. Martín, E. de Sena, M. Fernández

*Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica. Hospital Universitario de Salamanca*

### INTRODUCCIÓN

El neuroblastoma es un tumor sólido frecuente en la infancia, representa del 7 al 10% de los cánceres en pacientes pediátricos. Estos tumores se originan en las células de la cresta neural en el sistema nervioso periférico simpático. Una de las opciones terapéuticas es el tratamiento con  $^{131}\text{I}$ -MIBG.

En terapia con radionucleidos se administran grandes cantidades de radiofármacos para conseguir un efecto terapéutico. Habitualmente se utilizan isótopos beta, entre los que destaca el  $^{131}\text{I}$ . Este radionuclido tiene una energía máxima de 606 keV, su alcance en tejido es de 3 mm y por tanto asegura tratamiento local del tumor. Otras ventajas de este isótopo son su bajo coste de producción, su disponibilidad y la gran experiencia que se tiene en el uso terapéutico del mismo. El principal inconveniente de este radionucleido es que, además de la emisión beta, emite rayos gamma de 365 keV.

En 1991 ICRP recomendó una disminución sustancial de los límites de dosis que pueden recibir los trabajadores profesionalmente expuestos (de 50 mSv/año a 20 mSv/año) y el público (de 5 mSv/año a 1 mSv/año). Estas

recomendaciones son recogidas en la normativa europea en la directiva 29/96/EURATOM y se transponen a la legislación nacional en el Real Decreto 783/2001. Otros documentos internacionales<sup>1,2</sup> recomiendan que estos límites no sean aplicables a los cuidadores que voluntariamente deciden ayudar a los pacientes, estableciendo un límite superior de 5 mSv/año.

Debido a la alta actividad administrada se hacen necesarias medidas de protección radiológica para proteger a los familiares y personas próximas así como a los trabajadores profesionalmente expuestos. En el caso concreto del neuroblastoma, al tratarse de un cáncer comúnmente pediátrico implica que dichas medidas han de ser adaptadas debido a que los pacientes, por su edad, requieren una atención especial.

Estudios previos<sup>3</sup> han demostrado que la dosis absorbida a cuerpo completo es un indicador para la toxicidad hematológica del tratamiento del neuroblastoma con  $^{131}\text{I}$ -MIBG. El cálculo de la dosis absorbida a cuerpo completo se basa en la metodología MIRD donde unos órganos blanco son irradiados por órganos fuente que han captado cierta actividad. Bajo esta metodología la actividad acumulada en todo el cuerpo multiplicada por un factor,



denominado S, que es la dosis absorbida en el cuerpo completo por unidad de desintegración en el mismo, proporciona la dosis absorbida a cuerpo completo.

## OBJETIVOS

Se presentan las medidas de protección radiológica establecidas durante la hospitalización y el alta de una paciente de 8 años a la que se le administraron 7400 MBq de <sup>131</sup>I-MIBG para el tratamiento de un neuroblastoma con metástasis óseas, así como el cálculo de dosis absorbida a cuerpo completo.

## MATERIALES Y MÉTODOS

La alta actividad administrada a la paciente requiere su ingreso en una habitación especialmente diseñada para tratamientos de radioterapia metabólica. Debido a su corta edad, no es posible mantenerla completamente aislada durante el tratamiento por lo que se toman una serie de medidas para que la niña pueda estar acompañada por sus padres sin que estos reciban una dosis excesiva. Se explica a los padres, unos días antes del tratamiento, en qué consiste el mismo, las medidas de protección radiológica que se establecerán y el por qué de su importancia. Se acuerda con los padres que se alternen para el cuidado de su hija y se les proporciona un dosímetro electrónico de lectura directa Thermo EPD MK2 para valorar la dosis que reciben a lo largo del tratamiento.

Previamente al tratamiento se midió con un monitor de radiación Inovision 451P la tasa de dosis que emite un paciente sometido a ablación de restos tiroideos situado en el punto 1 de la habitación, según la *figura 1*. Se obtiene una tasa de dosis a 1 m de 80  $\mu$ Sv/h y de 0,9  $\mu$ Sv/h detrás del muro del laberinto, por lo que se establece que los padres podrán estar situados gran parte del tiempo, incluso dormir, detrás de ese muro, valorando a lo largo del tratamiento y a partir de las medidas registradas con el dosímetro electrónico si han de imponerse normas más estrictas o pueden relajarse las mismas.

Según recomendaciones clínicas la paciente es sondada e hiperhidratada para minimizar daños radiológicos a la vejiga<sup>4</sup>. Para evitar irradiación innecesaria al personal profesionalmente expuesto y a los padres la bolsa de la sonda es introducida en un contenedor plomado, como puede verse en la *figura 2*.

Para el alta de la paciente se valoró su situación personal proporcionándoles medidas de protección radiológica personalizadas.

Debido a que el tratamiento se puede administrar en más de una fracción, es necesario calcular la dosis absorbida a cuerpo completo en la primera para efectuar posibles compensaciones durante las siguientes fracciones.

Se toman medidas con un monitor de radiación (Inovision 451P) en condiciones reproducibles para construir la curva de aclaramiento. La primera medida se efectúa inmediatamente después de terminar la administración del radiofármaco con la bolsa de la sonda sin blindar. Esta primera medida servirá para estimar la actividad en las siguientes medidas. Las medidas posteriores se efectúan con la bolsa de la sonda blindada. Las medidas se realizan a 1, 2 y 3 m con la niña sentada en el sillón, punto 1 de la *figura 1*.

Se construye la curva de aclaramiento en porcentaje para cada una de las distancias. Las curvas obtenidas a partir de los datos tomados a 1 y 2 m son prácticamente iguales mientras que la obtenida a partir de los datos tomados a 3 m difiere más. Es lógico puesto que son las medidas más lejanas y estarán más influenciadas por el fondo del equipo, especialmente las tomadas los últimos días.

Se toma, por tanto, la media de los porcentajes de las curvas de aclaramiento obtenidas a partir de las medidas a 1 y 2 metros, y multiplicando los datos anteriores

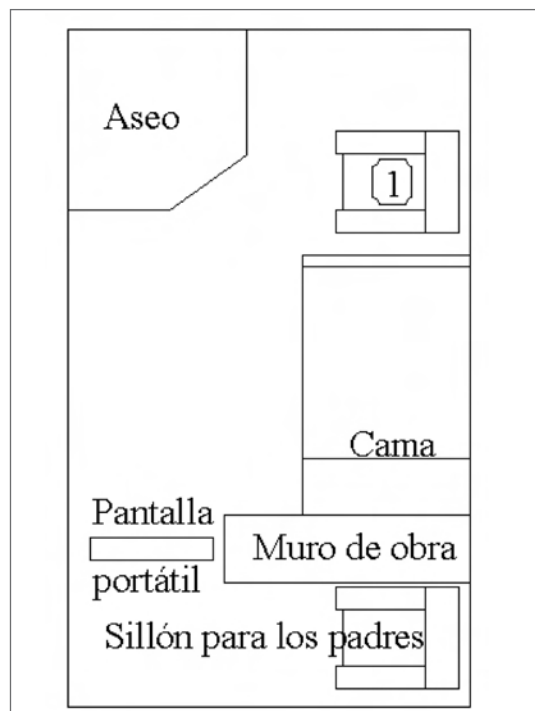


Figura 1. Esquema de la habitación de hospitalización con señalización del punto de medida 1



por la actividad administrada, 7400 MBq, se obtiene la curva representada en la *figura 3*. Esta curva se puede ajustar a una suma de exponenciales<sup>5</sup> decrecientes que representan una componente de eliminación rápida y otra lenta:

$$A(t) = C_1 e^{-\lambda_1 t} + C_2 e^{-\lambda_2 t}$$

La actividad acumulada será la integral de esta curva:

$$\tilde{A} = \int_{t=0}^{\cdot} A(t) dt = \frac{A_0}{(C_1 + C_2)} \left[ \frac{C_1}{\lambda_1} + \frac{C_2}{\lambda_2} \right],$$

La actividad acumulada multiplicada por el factor S (de cuerpo completo a cuerpo completo) proporciona la estimación de dosis absorbida a cuerpo completo. Se aplicó una ecuación empírica para el factor S basada en el peso del paciente:

$$S = 1,34 \times 10^{-4} m_p^{-0,921} GyMBq^{-1} h^{-1}$$

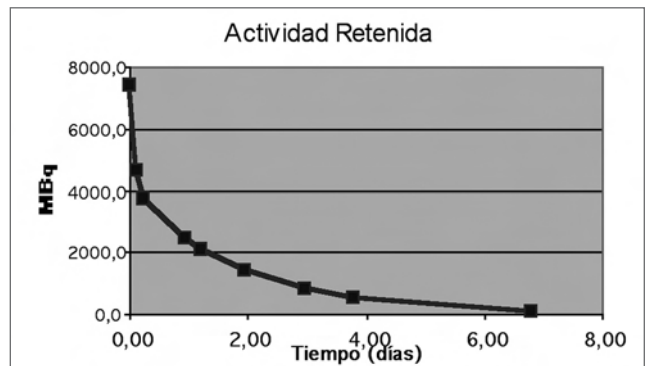
siendo  $m_p$  el peso del paciente. Esta parametrización se obtiene de interpolar los datos de recién nacido, 1 año, 5 años y adulto<sup>6</sup>.

**RESULTADOS**

Las principales medidas tomadas para minimizar la exposición de los padres durante la hospitalización fueron:



*Figura 2. Blindaje de la sonda vesical*



*Figura 3. Actividad retenida en función del tiempo*

- 1) Utilización de blindajes móviles durante el día y de blindajes fijos, muro blindado, durante la noche para permitir a los padres pasar más periodos de tiempo con su hija.
- 2) Uso de dosímetros electrónicos de lectura directa por parte de los padres para valorar las dosis recibidas y minimizar en la medida de lo posible las mismas.

La paciente permaneció ingresada durante 4 días. La dosis recibida por la madre fue de 0,398 mSv y el padre recibió 0,211 mSv.

Para el alta de la paciente las normas de protección radiológica establecidas fueron:

- 1) Su hermana de 5 años se traslada de casa durante los 10 días posteriores al alta.
- 2) La paciente no asiste al colegio durante los 10 días posteriores al alta.
- 3) A los padres se les proporcionan dosímetros de termoluminiscencia durante 4 semanas para valorar las dosis recibidas en este periodo de tiempo.

La lectura de los dosímetros de termoluminiscencia entregados a los padres proporcionan unas lecturas de 0,1 mSv para la madre y 0,4 mSv para el padre durante 4 semanas, que extrapolado a las 52 semanas del año no superaría 0,2 y 0,5 mSv respectivamente.

La dosis recibida por la madre durante todo el tratamiento, hospitalización y alta, serían 0,6 mSv y para el padre 0,7 mSv, valores que se encuentran por debajo incluso de los límites establecidos para el público. Se considera razonable que en casos especiales, como el mostrado, se permita a los familiares que lo deseen ayudar a los pacientes bajo unas estrictas normas de seguridad. Se ha mostrado especialmente útil el hecho de proporcionar un dosímetro portátil de lectura directa con el cual el propio colaborador puede evaluar las dosis recibidas.

Por otra parte para el cálculo de dosis absorbida a cuerpo completo se tiene que el ajuste a la curva biexponencial proporciona los siguientes valores ( $R^2=0,9986$ ):

$C_1=3326$ ,  $\lambda_1=13,55$  (componente rápida).  
 $C_2=4068$ ,  $\lambda_2=0,5371$  (componente lenta).

La actividad acumulada fue de  $1,88E+5$  MBq h.

El factor S para el peso de la paciente, 23 kg, toma un valor de  $7,5E-6$  GyMBq<sup>-1</sup>h<sup>-1</sup>.

Por tanto, la estimación de dosis absorbida a cuerpo completo por la paciente es de 1,40 Gy.

## CONCLUSIONES

Se puede concluir que, dadas las bajas dosis recibidas por los familiares, en la fase de diseño es conveniente preparar en una de las habitaciones de terapia metabólica un área para el acompañamiento de pacientes que necesiten asistencia.

Por otra parte se ha mostrado la metodología de cálculo de la dosis absorbida a cuerpo completo en este tipo de tratamientos.

## REFERENCIAS

1. Comisión Europea. Colección Protección Radiológica nº 97. 1998. Protección Radiológica después de terapia con yodo 131.
2. ICRP Publication 94: Release of Patients after Therapy with Unsealed Radionuclides Icrp - Elsevier - Paperback - April 2005
3. DuBois SG, Messina J, Maris JM, Huberty J, Glidden DV, Veatch J, Charron M, Hawkins R, Matthay KK. Hematologic toxicity of high-dose iodine-131-metaiodobenzylguanidine therapy for advanced neuroblastoma. J Clin Oncol 22: 2452-2460
4. Howard JP, Maris JM, Kersun LS, Huberty JP, Cheng SC, Hawkins RA, Matthay KK. Tumor response and toxicity with multiple infusions of high dose 131I-MIBG for refractory neuroblastoma. Pediatr Blood Cancer 2005; 44: 232-239.
5. Matthay KK, Panina C, Huberty J, Price D, Glidden DV, Tang HR, Hawkins RA, Veatch J, Hasegawa B. Correlation of tumor and whole-body dosimetry with tumor response and toxicity in refractory neuroblastoma treated with 131I-MIBG. J nucl Med 2001; 42:1713-1721.
6. Buckley S, Saran F, Gaze M, Chittenden S, Partridge M, Lancaster D, Pearson A, Flux G. Dosimetry for Fractionated <sup>131</sup>I-mIBG Therapies in Patients with Primary Resistant High-Risk Neuroblastoma: Preliminary Results. Cancer Biotherapy & Radiopharmaceuticals Feb 2007, Vol. 22(1): 105-112.



# PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN LA PUESTA EN MARCHA DE UN CICLOTRÓN AUTOBLINDADO PARA MEDICINA NUCLEAR

J. L. Calvo, J. J. Peña y M. A. Rossell

Cátedra de Física Médica. Facultad de Medicina. Universidad de Extremadura. Hospital Universitario Infanta Cristina. Badajoz.

## INTRODUCCIÓN

Se presenta nuestra experiencia en la puesta en marcha de un ciclotrón autoblandado GENERAL ELECTRIC Medical Systems, modelo Minitrace TM, para la producción de F-18 de utilización por el Servicio de Medicina Nuclear del Hospital Infanta Cristina de Badajoz (Figura 1). Junto con el ciclotrón se puso en marcha también las correspondientes unidades de síntesis, dispensación y control de calidad, y un equipo PET-CT marca GENERAL ELECTRIC Medical Systems, modelo Discovery ST4.



Figura 1





Figura 2

El estudio de seguridad se realizó en colaboración con la Unidad ACPRO, a partir de las especificaciones técnicas dadas por el fabricante. Posteriormente se ha elaborado, con el Servicio de Medicina Nuclear, un conjunto de procedimientos específicos, que incluyen desde los accesos permitidos a la sala del ciclotrón en situación normal y en situación de accidente, hasta el programa de verificación de los sistemas de seguridad, pasando por el trabajo en la sala de síntesis, la dispensación de dosis, el envío de dosis unitarias a la instalación PET-CT, etc.

### DESCRIPCIÓN DE LA SALA DEL CICLOTRÓN

La reacción nuclear que se produce en el interior del ciclotrón es  $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ , mediante el bombardeo con protones de agua enriquecida en O-18. La finalidad del autoblindaje es apantallar tanto la radiación neutrónica como la fotónica asociada a las reacciones nucleares inducidas. Puede inducirse también radiactividad en los materiales del interior del autoblindaje, aunque su actividad es despreciable frente a la producida en el blanco.

El ciclotrón está encerrado en un bunker de hormigón armado de 45 cm de grosor en paredes y techo, y es colindante con la calle, la sala de síntesis y dispensación de FDG y el puesto de control del equipo.

Tanto el bunker del ciclotrón como la sala de síntesis disponen de equipos de ventilación independientes, y diferentes al resto de la instalación.

En el interior del bunker del ciclotrón y sala de síntesis, y chimeneas de ventilación de ambas salas, se han

dispuesto detectores de radiación independientes, cada uno de ellos con su correspondiente escala analógica y niveles de alarma. Estos cuatro monitores de radiación están conectados a un ordenador en el que se va obteniendo un registro continuo de las lecturas de cada uno de los detectores (Figura 2).

Todo el personal de operación del ciclotrón lleva dosímetros de solapa, de muñeca y de anillo. Por recomendación del CSN se han colocado también 11 dosímetros de área en diferentes puntos de la instalación (bunker del ciclotrón, sala de síntesis, sala de control de calidad y acondicionamiento, puesto de control, pasillo de acceso, etc.) para complementar las lecturas de los dosímetros personales y las dosimetrías de área que se realizan en la instalación por el Servicio de Protección Radiológica.

### VERIFICACIÓN DE LOS NIVELES DE RADIACIÓN

Una vez instalado el ciclotrón y terminada la obra, se ha realizado en el interior y exterior del búnker que aloja el equipo una serie de medidas<sup>1</sup> de tasa de dosis equivalente de fotones y neutrones en tres de las superficies del ciclotrón: lateral izquierdo, frontal y lateral derecho (la parte trasera del ciclotrón está pegada a la pared del bunker) y en varios puntos del exterior.

Las medidas se han efectuado durante el bombardeo del blanco (volumen: 2 ml) con una corriente de protones de intensidad 50 microAmperios, para la obtención del radioisótopo F-18. Se dibujó una cuadrícula de 0,50 m x 0,50 m de lado sobre cada una de las tres superficies accesibles del ciclotrón y se hicieron medidas de tasa de dosis en cada uno de los nudos de la retícula. Se incluyeron además algunos puntos intermedios para caracterizar mejor los puntos calientes.

Los valores máximos medidos en el interior del bunker en contacto con la superficie del blindaje se relacionan en la *tabla 1*.

Los valores obtenidos son similares a los medidos por los colegas de ACPRO<sup>2</sup> y, en varios puntos, resultan superiores a los datos suministrados por la empresa fabricante del ciclotrón<sup>3</sup>.

Tabla 1

Superficie	Coordenadas	Tasa dosis fotónica (microSv/h)	Tasa dosis neutrónica (microSv/h)
Lateral izquierdo (target)	(0,0 ; 1,0)	7,5	21
Frontal	(-0,5 ; 1,0)	11,3	32
Lateral derecho (vacuum)	(0,25 ; 1,0) (0,0 ; 0,0)	12,1	32

Tabla 2

Frente a superficie:	Tasa dosis neutrónica (microSv/h)
Lateral izquierdo (target)	3,2
Frontal	3
Lateral derecho (vacuum)	6

También en el interior del bunker, a 1 m de distancia de la superficie del blindaje, en los puntos en que se han registrado las mayores dosis en contacto, y a 1 m de altura sobre el suelo, se han medido los valores de tasa de dosis neutrónica que se indican en la *tabla 2*.

En cualquier caso, en esas zonas no es necesario que se encuentre ninguna persona durante el funcionamiento normal del equipo, y de acuerdo con los Procedimientos de Trabajo del Servicio de Medicina Nuclear, en el interior del bunker no debe encontrarse ninguna persona cuando se estén efectuando bombardeos.

Las medidas de dosis realizadas en el exterior del bunker, tanto de fotones como de neutrones, han dado en todos los casos un valor de FONDO, excepto junto a la puerta de acceso al interior de la sala en la que se han medido los valores que aparecen en la *tabla 3*.

Si se considera una carga de trabajo de dos bombardeos diarios, con una duración de 60 minutos cada uno de ellos, durante 250 días/año, una persona tras la puerta de acceso al interior de la sala recibiría una dosis anual de 570 microSv, es decir 0,57 miliSv/año, muy por debajo del límite anual de dosis para un trabajador profesionalmente expuesto.

Se han medido también los niveles de dosis equivalente, debida a fotones, en el interior de la sala de síntesis y sala de control de calidad y acondicionamiento, durante las operaciones normales de fraccionamiento y dispensación de las monodosis de radiofármaco (FDG) que se van a inyectar a cada paciente. Los niveles de radiación medidos durante todo el proceso estudiado dan valores de dosis que, considerando la carga de trabajo máxima prevista, están muy por debajo de los límites de dosis para trabajadores profesionalmente expuestos.

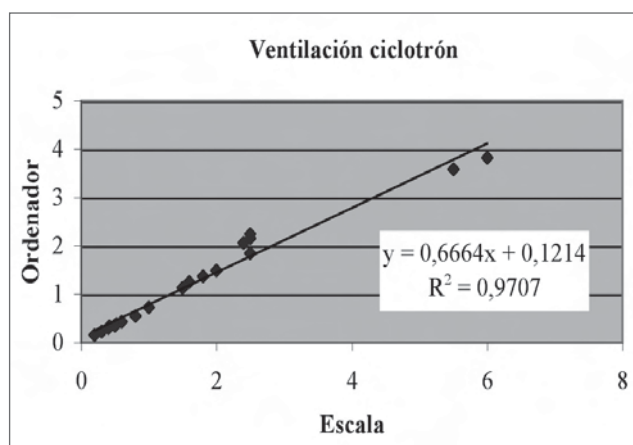
Los valores de dosis estimados podrán compararse con las lecturas de los dosímetros de anillo, muñeca y solapa que portan el personal de operación, y con los valores medidos por los dosímetros de área colocados en diferentes puntos de la instalación, una vez que la instalación se encuentre en pleno funcionamiento.

Tabla 3

Tasa dosis fotónica (microSv/h)	0,14
Tasa dosis neutrónica (microSv/h)	1



Figura 3



Gráfica 1

## VERIFICACIÓN DE LOS DETECTORES

Con una periodicidad de seis meses se realizan verificaciones de los detectores de radiación colocados en el interior del bunker del ciclotrón, sala de síntesis y en las chimeneas de ventilación de cada una de estas salas (Figura 3), y se contrastan los valores de tasa de dosis leídos sobre la escala analógica de los detectores con los proporcionados en pantalla del ordenador de control.

En la verificación inicial se encontraron discrepancias significativas en ambas lecturas (gráfica 1), por lo que se procedió a modificar algunos valores de determinados parámetros del software del equipo para corregir estas diferencias.

En estas verificaciones se comprueba también que, cuando se superan los niveles de alarma fijados en los detectores de las chimeneas de ventilación, se cierran las trampillas de salida de aire y se detiene el equipo de ventilación, para evitar que la posible contaminación de la sala correspondiente se propague al exterior.



## REFERENCIAS

1. Martí-Climent J.M., Peñuelas I. *Occupational dosimetry in a PET Center due to radionuclide production and medical use. 6th European ALARA Network Workshop: Occupational exposure optimisation in the medical field and radio-pharmaceutical industry*. Madrid, Spain (2002).
2. S. Perez, J. Baró, A. Ruiz, J. Fernandez. *Occupational Dosimetry at a cyclotron facility*. XI Congreso Internacional de la International Radiation Protection Association (IRPA) Madrid, Spain (2004).
3. GEMS PET Sytems. *Summary of Dose-rate measurements for MINitrace self-shielded cyclotron: In-house survey with single and dual-beam operation*. GE Healthcare Accessories & Supplies Catalogue 2005.



SPD ARR-26

## GESTIÓN DE RESIDUOS MARCADOS CON $^{153}\text{Sm}$ A PARTIR DEL ANÁLISIS DE LAS IMPUREZAS DE $^{154}\text{Eu}$ QUE CONTIENEN

S. Pérez<sup>1</sup>, A. Ruiz<sup>1</sup> y M. Roca<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Asesoría y Control en Protección Radiológica, ACPRO, S.L. <sup>2</sup> Hospital Universitario de Bellvitge.

## INTRODUCCIÓN

A lo largo de la última década, el tratamiento del dolor en pacientes con metástasis óseas ha evolucionado hacia la terapia dirigida, en la que el empleo de radiofármacos marcados con radionucleidos emisores beta se ha mostrado como una alternativa efectiva. Actualmente, uno de los radiofármacos utilizados para esta aplicación es QUADRAMET®, compuesto por EDTMP marcado con  $^{153}\text{Sm}$ . Se suele presentar en viales de 3 mL y 1.3 GBq/mL de concentración de actividad.

El  $^{153}\text{Sm}$  es un emisor beta/gamma con un período de semidesintegración de 46.7 h cuyas principales características de emisión beta, considerando su energía media y probabilidad de emisión, son 200 keV (34%), 224 keV (44%) y 263 keV (21%) y para emisión gamma destaca fundamentalmente la de 103 keV (28%).

En su proceso de producción, mediante el bombardeo con neutrones de blancos constituidos por  $\text{Sm}_2\text{O}_3$  natural y  $^{152}\text{Sm}_2\text{O}_3$ , se generan algunas impurezas radiactivas de larga vida<sup>(1,2,3)</sup>, principalmente  $^{154}\text{Eu}$  y  $^{155}\text{Eu}$ . No obstante, su baja proporción en el producto final marcado, no superior al 0.0093%, asegura su inocuidad en el uso clínico.

La retención esquelética del complejo EDTMP, así como su vía de eliminación implican que entre el 20% y 50% de la dosis administrada se elimina por la orina a lo largo de las primeras horas tras la realización del tratamiento<sup>(4)</sup>. Por tanto, estas orinas deberán ser ges-

tionadas por la instalación atendiendo a su contenido radiactivo al igual que las agujas y jeringuillas empleadas en la administración del radiofármaco, así como los viales utilizados.

El corto período de semidesintegración del  $^{153}\text{Sm}$ , planteó la gestión de los residuos de  $^{153}\text{Sm}$ -EDTMP como material convencional tras un período mínimo de almacenamiento de 40 días. No obstante, en un control rutinario llevado a cabo en el Hospital Universitario de Bellvitge para verificar la retirada definitiva de residuos de la instalación tras un período de almacenamiento muy superior a 40 días, se detectaron niveles de radiación significativos, de 3 a 20  $\mu\text{Sv/h}$ , en contacto con viales guardados con restos del radiofármaco y viales que contenían la totalidad del radiofármaco por incomparecencia del paciente. Este hecho se confirmó para otros viales correspondientes a lotes de los años 2003 a 2005.

Tras un primer análisis del contenido de uno de los viales se detectó experimentalmente la presencia de impurezas de  $^{154}\text{Eu}$ , con  $T_{1/2} = 8.8$  años, lo que obliga a replantear la gestión de estos residuos.

Por otra parte, algunos estudios<sup>(5)</sup> indican que los radionucleidos de europio se fijan a la molécula de EDTMP igual que lo hace el  $^{153}\text{Sm}$ , por lo tanto, cabe sospechar que su biodistribución será similar a la del  $^{153}\text{Sm}$  y que será eliminado, en gran parte, por la orina.

En este trabajo se analizan diferentes muestras con contenido radiactivo inicial de  $^{153}\text{Sm}$ -EDTMP con el obje-

tivo de establecer la gestión de residuos más adecuada en cada caso.

El estudio se centra en el contenido en impurezas de  $^{154}\text{Eu}$ . El fabricante indica la presencia de cuatro tipos de impurezas de europio en QUADRAMET®, de las cuales sólo identifica como significativo el  $^{154}\text{Eu}$ . En otras referencias<sup>(2)</sup> se indica también la presencia de  $^{155}\text{Eu}$ , si bien éste no plantea problemas de radioprotección en comparación con el anterior, tanto por sus características de emisión como por su inferior período de semidesintegración.

## METODOLOGÍA

Se ha estudiado el material líquido sobrante de 10 viales utilizados durante el período de mayo de 2005 a noviembre de 2006, y las orinas recogidas durante las 6 h post-inyección de los pacientes tratados con ellos.

Se han analizado los espectros de emisión de cada una de las muestras utilizando un detector de centelleo NaI(Tl) de dimensiones 2"x2" de la firma BICRON, modelo 802-3, dotado de un conjunto fotomultiplicador y preamplificador de la firma CANBERRA, modelo 2007-P y su correspondiente cadena espectrométrica HVS de la firma CANBERRA incorporado en una tarjeta modelo ACCUSPEC/NaI Plus. A fin de reducir la contribución del fondo natural, el sistema de detección está inserto dentro de un blindaje de plomo de 3 cm de grosor.

Previamente al estudio de los espectros de emisión de las muestras, se llevó a cabo la determinación de la eficiencia del sistema espectrométrico para el fotopico de 123 keV del  $^{154}\text{Eu}$ , atendiendo a las características geométricas de las muestras de líquido a analizar. Para ello se utilizó una actividad conocida de  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  con idéntica geometría y se estudió el fotopico de emisión de 140 keV. Este procedimiento es válido por la similitud de energías entre ambos fotopicos. Para la presente geometría, la eficiencia estimada para el fotopico de 123 keV del  $^{154}\text{Eu}$  es de 0.78%.

Tabla 1. Características de emisión del  $^{154}\text{Eu}$ .

$E_\gamma$ (keV)	Prob. emisión $E_\gamma$ (%)	$E_{\beta\text{med}}$ (keV)	Prob. emisión $E_{\beta\text{med}}$ (%)	$E_e$ (keV)	Prob. emisión $E_e$ (%)
43	13.1	69	27.9	5	32.5
<b>123</b>	<b>40.5</b>	176	36.5	73	26.8
723	19.7	276	17.4	115	16.8
873	11.5	695	11.4		
996	10.3				
1005	17.9				
1275	35.5				

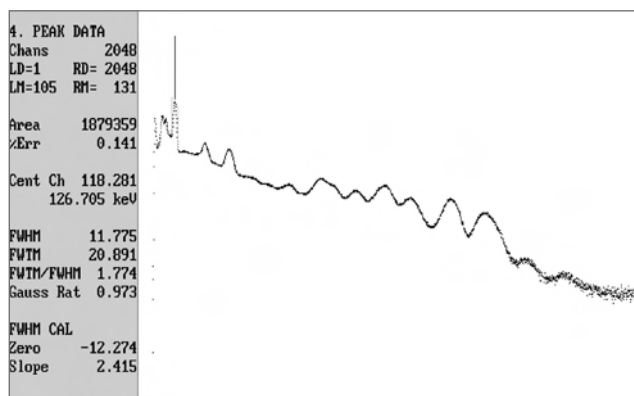


Figura 1. Espectro gamma obtenido para una muestra de 0.1 mL del líquido sobrante de un vial. La lectura se ha realizado 528 días tras la fecha de calibración del mismo

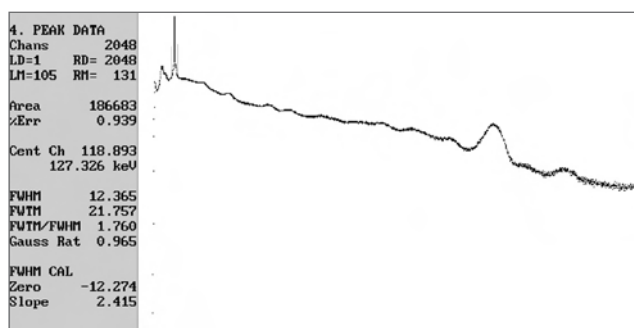


Figura 2. Espectro gamma obtenido para una muestra de orina de 1 mL correspondiente al paciente tratado con el vial anterior. La lectura se ha realizado 557 días tras el tratamiento

Para cada una de las muestras de vial y orina se ha realizado una estimación de la actividad específica de  $^{154}\text{Eu}$  presente. En base a los pequeños volúmenes implicados, los tiempos de recuento de las muestras en el equipo espectrómetro han sido de 24 y 96 h respectivamente.

## RESULTADOS

La concentración de impurezas de  $^{154}\text{Eu}$  estimada, en promedio, para el contenido residual de viales y orinas es de  $3.6 \cdot 10^7$  Bq/L y  $8.9 \cdot 10^4$  Bq/L respectivamente (Tabla 2). Estos resultados superan el límite de desclasificación vigente para el  $^{154}\text{Eu}$ , de 833 Bq/L. El límite de concentración de actividad se obtiene a partir del límite de incorporación por ingestión para el grupo de edad mayor de 17 años (a partir del límite de dosis anual para miembros del público y el coeficiente de dosis indicado en la tabla A del Anexo III del Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes<sup>(6)</sup>, RPS-RI) y la ingestión anual de agua para el individuo adulto



(600 L). Atendiendo al límite de concentración máximo permitido de 833 Bq/L en el punto de vertido a la red general y en cada descarga, para poder evacuar a través del alcantarillado los materiales residuales con contenido radiactivo líquido procedentes de viales y orinas con contenido inicial de  $^{153}\text{Sm}$ -EDTMP, deben considerarse factores de dilución (Tabla 2).

La proporción de impurezas de  $^{154}\text{Eu}$  detectadas en los viales, respecto la actividad nominal de  $^{153}\text{Sm}$  es, en promedio, de  $0.0027\% \pm 0.0007\%$  (intervalo de confianza del 95%), resultado análogo al obtenido por otros autores<sup>3</sup> y acorde con lo indicado por el fabricante.

Considerando el criterio de que el 2.28% de la actividad suministrada de  $^{153}\text{Sm}$  queda en agujas/jeringuillas como contenido residual<sup>(7)</sup>, que la proporción de impurezas de  $^{154}\text{Eu}$  es la estimada experimentalmente y que la masa de una aguja/jeringuilla es de 3 g, se deduce la actividad específica de  $^{154}\text{Eu}$  en los materiales sólidos con contenido inicial de  $^{153}\text{Sm}$ -EDTMP. Esta actividad residual se estima en  $5.3 \cdot 10^2$  kBq/kg para una actividad administrada estándar de 2.59 GBq.

A partir de los resultados obtenidos y del límite de actividad específica de desclasificación para el  $^{154}\text{Eu}$  en el caso de materiales sólidos<sup>(8)</sup>, 10 kBq/kg, se estiman tiempos de almacenamiento próximos a los 50 años para llegar a los límites de desclasificación en el caso de agujas y jeringuillas. Por tanto, debe valorarse su eliminación a través de una empresa autorizada, descartando la opción de desclasificación en la propia instalación.

En cuanto a la proporción de impurezas de  $^{154}\text{Eu}$  presentes en la orina, respecto a la concentración inyectada, se observan grandes variaciones en los resultados obtenidos, encontrándose entre el 19% y el 85%. Este dato sugiere que la biodistribución del  $^{154}\text{Eu}$  podría no ser la misma que la del  $^{153}\text{Sm}$ -EDTMP, para lo que debería ampliarse el presente estudio analizando las orinas de los pacientes pocas horas después de realizarse el tratamiento.

## CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos indican la superación del límite de desclasificación para  $^{154}\text{Eu}$ , en líquidos, tanto en el caso del contenido residual de viales como en las orinas almacenadas durante las 6 h posteriores a la administración del radiofármaco.

Según los requerimientos actuales para el vertido de materiales residuales con contenido radiactivo solubles en agua, la concentración de actividad debe ser inferior, en cada descarga y en el punto final del vertido, al

Tabla 2. Actividad específica de  $^{154}\text{Eu}$  determinada en las muestras analizadas. Se indican los factores de dilución necesarios para cumplir el límite de desclasificación, expresados en términos de L de agua por ml de material residual

	Actividad específica $^{154}\text{Eu}$ (Bq/L)		Factor de dilución (L/ml)
	Promedio	Rango	
Vial	$3.6 \cdot 10^7$	$1.7 \cdot 10^7 - 6.6 \cdot 10^7$	43 (20 - 79)
Orina	$8.9 \cdot 10^4$	$1.7 \cdot 10^4 - 2.1 \cdot 10^5$	0.11 (0.02 - 0.25)

límite de concentración de 833 Bq/L y por tanto, serían necesarios factores de dilución para poder llevar a cabo su vertido a la red general. En el caso del contenido de los viales, en promedio, serían necesarios 43 L de agua por 1 mL de material residual, y, para las orinas, 0.1 L de agua por 1 mL de orina. Para un vial completo, sin utilizar, se necesitarían 130 L.

En cuanto a la proporción de impurezas de  $^{154}\text{Eu}$ , respecto la actividad nominal de  $^{153}\text{Sm}$ , se ha estimado en 0.0027%.

Adoptando criterios establecidos para la asignación de actividad en materiales residuales en el ámbito sanitario, se determina que agujas y jeringuillas presentan actividades específicas residuales del orden de  $5 \cdot 10^2$  kBq/kg, superando el límite de desclasificación para  $^{154}\text{Eu}$  en sólidos, de 10 kBq/kg. Por tanto, basándose en el largo período de semidesintegración del  $^{154}\text{Eu}$ , la gestión de agujas y jeringuillas se debe replantear a través de una empresa autorizada, ya sea el propio suministrador si es posible o bien ENRESA, y descartando la opción de desclasificación.

Para los viales vacíos se sospecha una gestión análoga a lo indicado para agujas y jeringuillas. Actualmente no se dispone de estimaciones realistas para cuantificar la actividad específica residual en los mismos, por lo que debería ampliarse el presente estudio.

## REFERENCIAS

1. P.S. Balasubramanian. Production of radiochemically and radionuclidically pure  $^{153}\text{Sm}$  for medical applications. J. Radional. Nucl. Chem., Letters 1995; 200 (1): 43-51.
2. N. Ramamoorthy, P. Saraswathy, M.K. Das, K.S. Mehra and M. Ananthakrishnan. Production logistics and radionuclidic purity aspects of  $^{153}\text{Sm}$  for radionuclide therapy. Nuclear Medicine Communications January 2002; 23(1): 83-89.
3. L. Moro, D. Fantinato, F. Frigerio, G. Shamhan and G. Angelovski. Europium-154 contamination levels in Samarium-



- 153-EDTMP for radionuclide therapy. Journal of Physics: Conference Series 2006; 41: 535-537.
4. A. Serena, L.M. Campos. Tratamientos. En: A. Serena, L.M. Campos, editores. Procedimientos en Medicina Nuclear Clínica. Pontevedra. 2000: 268.
  5. C.S. Marcus, D. Applebaum, C. Minami. Samarium (Sm)-153-EDTMP Basic Radiation Measurement Data, Calibration, and Procedure Recommendations. <http://www.acnp-cal.org/SM153INS.html>. Harbor-UCLA Medial Center, August 1997.
  6. Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes. BOE 178, 26 de julio de 2001: 27284-27303.
  7. Correa, C., Ferrer, N., Gómez, A., González, C., Guasp, M., Montes, C., Plaza, R., Rueda, C., Sierra, F. Guía Técnica de Gestión de Materiales Residuales con contenido radiactivo procedentes de Instalaciones del Ámbito Sanitario. Publicación SEPR nº 6. Madrid. 2002.
  8. Orden ECO/1449/2003, de 23 de mayo, sobre gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados. BOE 178, 5 de junio de 2003: 21840-21842.



**SPD APRO-1**

## NORMAS DE PREVENCIÓN EN LA MANIPULACIÓN DE ACETATO DE URANILO Y GESTIÓN DE RESIDUOS

**A. Sánchez., G. Caparrós, J. Rascón, A.Silván, M.C. Valladares**

*Centro de Biología Molecular "Severo Ochoa" (CSIC-UAM). Facultad de Ciencias. Universidad Autónoma. Madrid.*

### INTRODUCCIÓN

En los Centros de investigación biológica es frecuente y necesario el uso de radioisótopos para la aplicación de diferentes técnicas<sup>1</sup>. Los radioisótopos más utilizados son <sup>32</sup>P, <sup>33</sup>P, <sup>35</sup>S, <sup>3</sup>H, <sup>14</sup>C, <sup>125</sup>I y <sup>45</sup>Ca. Estos compuestos químicos marcados con radioisótopos son utilizados normalmente en forma líquida. La manipulación de fuentes no encapsuladas conlleva principalmente riesgo de contaminación radiactiva.

En estas instalaciones radiactivas, debido al riesgo inherente en la manipulación de las fuentes radiactivas no encapsuladas, están establecidos programas de protección de acuerdo con la legislación vigente<sup>2</sup> y con los manuales de protección radiológica establecidos para las instalaciones radiactivas<sup>3</sup>, para reducir los riesgos potenciales y la exposición profesional tanto en la manipulación como en la generación de residuos radiactivos.

Para la aplicación de estos radioisótopos en diferentes técnicas, es necesario tener una instalación radiactiva autorizada, según la legislación vigente<sup>4</sup>, contar con personal autorizado y formado para dirigir la instalación y

llevar a cabo todos los controles precisos para la adquisición de los productos radiactivos, la manipulación y la gestión de los residuos producidos, así como tener establecidos programas de protección radiológica para el control del personal que utiliza los mencionados radioisótopos.

En estos centros de investigación biológica se utilizan otras técnicas con productos radiactivos de aplicación minoritaria, que también debemos controlar. Es el caso del Acetato de Uranilo. El Acetato de Uranilo es una sal de uranio que se usa como tinte en microscopía electrónica debido a su capacidad para unirse al material biológico y proporciona un buen contraste por ser electrón-denso en áreas de las rejillas del microscopio electrónico. A pesar de que las cantidades que se utilizan son relativamente bajas, tanto la toxicidad química como la radiactiva de este compuesto son importantes, por lo que es necesario tener en cuenta ciertas precauciones para el uso, con principal énfasis en evitar la posible inhalación de partículas muy finas y de los vapores que se pueden producir en el proceso de manipulación.



Este compuesto se ha venido utilizando asiduamente en los Servicios de Microscopía Electrónica, y estaban descritos planes de protección personal debido a sus propiedades químicas tóxicas. Sin embargo, en la legislación nuclear vigente, en ese momento, se consideraban exentas las cantidades de uranio y torio menores de 1 kg<sup>5</sup>, por tanto no era necesario realizar ningún control de protección radiológica en la adquisición y manipulación y los residuos generados se gestionaban como residuos químicos tóxicos y peligrosos.

Según los protocolos de su utilización<sup>6</sup>, las actividades que se utilizan en estas técnicas experimentales son muy bajas, por lo que las cantidades de adquisición de este compuesto, a través de diferentes casas comerciales, eran normalmente de envases de 25g., y según lo anteriormente indicado se consideraba exento de declaración y/o utilización.

Debido a los cambios producidos en la legislación española<sup>4</sup>, por la aplicación a la normativa de la Unión Europea<sup>7</sup>, se actualizaron las actividades exentas de los radioisótopos y se indicaron así mismo en normativa específica<sup>8</sup>. Los valores para dichos radioisótopos, principales componentes de las sales de Acetato de Uranilo, se indican en la *Figura 1*.

La actividad específica del Acetato de Uranilo suele ser de  $1,454 \cdot 10^4$  Bq/g, por lo que la actividad del envase de 25g es de  $36,35 \cdot 10^4$  Bq. Estos valores son considerados en la actualidad no exentos. Sin embargo, para estas cantidades no exentas, si no superan los 3 Kg. de peso, el artículo 79 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas<sup>4</sup> establece que el uso de estas sales bajo estas condiciones está sujeto únicamente a declaración al Consejo de Seguridad Nuclear y no requiere la autorización como material radiactivo.

Con respecto a la gestión de los residuos generados de este producto, en las instalaciones radiactivas de estas características, están descritos los procedimientos sobre su gestión en diferentes documentos<sup>9</sup> y se establecen los valores de exención para estos materiales residuales en el documento del IAEA10 y en la legislación específica<sup>11</sup>. En el caso de la gestión de los materiales residuales con contenido radiactivo a nivel genérico se describen todos los procedimientos en la "Guía Técnica de Gestión de Materiales Residuales con contenido radiactivo en Centros de Investigación y Docencia"<sup>12</sup>. Con respecto a los

Radionúclido	Actividad (Bq)	Concentración (KBq/Kg)
<sup>235</sup> U / <sup>238</sup> U	10 <sup>4</sup>	10

Figura 1. Valores de exención para <sup>235</sup>U / <sup>238</sup>U

residuos de Acetato de Uranilo, en esta publicación se explican exclusivamente las pautas legales para su gestión.

Los valores de exención para los materiales sólidos con contenido radiactivo están indicados en la legislación vigente<sup>4, 11</sup>. En concreto para las sales de uranio conteniendo los radioisótopos <sup>235</sup>U / <sup>238</sup>U son los indicados en la *Figura 2*.

En el caso de actividades no exentas el procedimiento es solicitar al Ministerio de Industria y Energía la transferencia de material radiactivo no autorizado, que debe ser aprobado por el Consejo de Seguridad Nuclear, para su posterior retirada a través de ENRESA.

El objetivo de este trabajo es la realización de protocolos específicos para la adquisición, la manipulación, la realización de medidas de contaminación e inspecciones de las zonas de trabajo y de la gestión de los residuos generados, para minimizar los riesgos en la manipulación del Acetato de Uranilo, así como para aplicar los conocimientos y el uso de normas específicas para el trabajo con este producto.

## MATERIALES Y MÉTODOS

**Monitores de medida de contaminación y tasa de dosis.** Se han utilizado los siguientes monitores portátiles para realizar las medidas de contaminación y de tasa de dosis:

- Monitor LB123 Berthold. Monitor de contaminación. Contador proporcional con tubo de xenón. La ventana es de aluminio (5mg/cm<sup>2</sup> de grosor y 200 cm<sup>2</sup> de área efectiva). El rango de medida es de 1.10-3-5.105 cps.
- Monitor RAM ION (ROTEM). Cámara de ionización. Rango de medida de 0,1 μSv/h a 500mSv/h en modo tasa de dosis y de 0,01 μSv a 10 Sv en modo dosis integrada.

### Datos del Acetato de Uranilo.

Casa Comercial: Panreac Química S.A. Barcelona

Nombre producto: Acetato de Uranilo 2-hidrato

Formula: UO<sub>2</sub> (CH<sub>3</sub> COO)<sup>2</sup> · 2H<sub>2</sub>O

M.= 424,15

CAS [6159-44.0]

Nº CE (EINECS): 208-767-5

Número de índice CE: 092-002-00-3

Radionúclido	Actividad (Bq)	Concentración (KBq/Kg)
<sup>235</sup> U / <sup>238</sup> U	10 <sup>4</sup>	10

Figura 2. Valores de exención para los materiales sólidos con contenido radiactivo de <sup>235</sup>U / <sup>238</sup>U

Presentación: Envase de vidrio con tapón de plástico, dentro de un bote metálico.

Etiquetado: T+ (Muy Tóxico) / N (Peligroso para el medio ambiente)

Cantidad: 100 g. (Cantidad habitual de adquisición en la actualidad)

El contenedor no tiene señalización preceptiva como material radiactivo.

#### Datos radiactivos

El Acetato de Uranilo contiene dos isótopos del Uranio: 238U (99,7%) y 235U (0,4%). La radiación gamma producida es muy baja, siendo más abundantes las radiaciones  $\alpha$  y  $\beta$ , principalmente del  $^{234}\text{Th}$  (0.91 MeV) y del  $^{234\text{m}}\text{Pa}$  (2.29 MeV)

#### Riesgos del Acetato de Uranilo

Existe únicamente un riesgo mínimo por exposición externa a la radiación producida por los compuestos del uranio. El riesgo es debido a la posible inhalación o ingestión, que conlleva a la irradiación de células del pulmón y del hueso, lo que podría dar lugar a cáncer en estos órganos. Los peligros químicos del Acetato de Uranilo son mayores que los radiológicos, aunque las medidas de control son esencialmente las mismas.

Los requerimientos de protección radiológica indican mantener la exposición tan baja como sea posible. La aplicación de este principio proporcionará un margen de seguridad satisfactorio tanto para los riesgos químicos como para los radiológicos. El peligro por inhalación es sustancialmente mayor que el que existe por ingestión.

#### Los riesgos químicos son:

*Frases R - Riesgo:* 26/28 - Muy tóxico por inhalación en forma de polvo y por ingestión. 33. Peligro de efectos acumulativos. 51/53 - Tóxico para los organismos acuáticos, puede provocar a largo plazo efectos negativos en el medio ambiente acuático.

*Frases S - Seguridad:* 20/21 - No comer, beber ni fumar durante la manipulación. 45 - En caso de accidente o de malestar acudir inmediatamente al médico (si es posible, mostrarle la etiqueta).

## RESULTADOS Y CONCLUSIONES

#### Adquisición

El Acetato de Uranilo debe adquirirse a proveedores autorizados para la venta de dicho producto. Aplicando la legislación vigente, para cantidades no exentas y que no excedan de 3 Kg., como se ha mencionado en la introducción de este trabajo, antes de adquirir nuevos contenedores de Acetato de Uranilo, se requiere una autorización previa, que debe realizarse de acuerdo

con el artículo 79 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Dicho Reglamento establece que el uso de estas sales, en estas condiciones, precisa únicamente de su comunicación al CSNC y no necesita autorización de uso como compuesto radiactivo.

#### Medidas de contaminación y radiación

Se han realizado medidas de contaminación y/o radiación para habilitar el blindaje adecuado. El envase del producto de 100 g de Acetato de Uranilo (Panreac) es de plástico y está incluido en un contenedor metálico. Las medidas de contaminación y/o radiación se indican en la *figura 3*.

#### Protocolo de experimentación

Para la tinción de las muestras es necesario pesar 2g de Acetato de Uranilo en una balanza de precisión, que se ponen en un frasco de vidrio con tapón de rosca y se añaden 100ml de agua bidestilada, agitándolo con barrita magnética, obteniendo una disolución al 2%. De esta disolución se toma un pequeño volumen con una jeringa de 1 ml con filtro Millipore de 0.22  $\mu\text{m}$ . para preparar las rejillas que se van a teñir. A continuación se lavan las rejillas y se secan antes de su visualización al microscopio electrónico.

El almacenamiento de muestras radiactivas en el laboratorio debe hacerse en una zona de la nevera o congelador perfectamente señalizada con etiqueta de "Material radiactivo". Si no se utiliza durante un periodo de tres meses se eliminará como residuo radiactivo líquido, ya que podría precipitar.

#### Características zona autorizada

En el laboratorio de microscopía debe asignarse una

MONITOR	En contacto Bote plástico (contenedor primario)	En contacto Bote metálico (contenedor secundario)
BERTHOLD-LB 123 sonda b + g	48 Bq/cm <sup>2</sup> (superior) 68 Bq/cm <sup>2</sup> (lateral)	21 Bq/cm <sup>2</sup> (superior) 44 Bq/cm <sup>2</sup> (lateral)
RAM ION	5,8 mSv/h	0 mSv/h

Figura 3. Medidas de contaminación y/o radiación del contenedor de Acetato de Uranilo



zona específica y exclusiva para manipular el Acetato de Uranilo y para los residuos que se generen. Esta área se denomina "Zona Autorizada" y debe presentar las siguientes características:

- La zona autorizada debe estar situada dentro de una vitrina de gases.
- Debe utilizarse una pantalla de metacrilato para prevenir la contaminación personal y un doble sistema de contención utilizando absorbentes plastificados para prevenir la contaminación ante un posible derrame.
- Al menos en el perímetro de la zona, los suelos deben ser lisos, sin grietas ni poros, resistentes a los agentes químicos y fácilmente descontaminables.
- La zona radiactiva dispondrá de aparatos y/o equipos específicos para usar con este producto: balanza, pipeta automática, etc. Todos los materiales deben estar perfectamente etiquetados y deben utilizarse exclusivamente en esta área
- Debe haber una etiqueta reglamentaria en la zona en un lugar visible, indicando "ZONA VIGILADA. RIESGO DE CONTAMINACIÓN". El perímetro de la zona debe estar delimitado con cinta adhesiva indicando "Zona radiactiva".

#### **Almacenamiento**

Las existencias de Acetato de Uranilo sólido (100g.) deben señalizarse con una etiqueta con el símbolo radiactivo (si el contenedor no viene etiquetado por el proveedor) y permanecer almacenadas en un lugar seguro, como el almacén específico dentro del laboratorio de radioisótopos.

Las condiciones de almacenamiento deben proporcionar seguridad y contención. El acceso sólo se permite a personal que haya sido informado de las medidas de seguridad oportunas.

#### **Normas de manipulación**

La preparación de las disoluciones para trabajar a partir del Acetato de Uranilo, en polvo seco, es la operación que ofrece mayor riesgo. La preparación de estas muestras: pesada del material, disolución, etc. se llevará a cabo en el laboratorio de radioisótopos en la vitrina de gases mencionada. Las disoluciones con las muestras o alícuotas del Acetato de Uranilo al 2% se transportarán hasta el laboratorio o Servicio de Microscopía Electrónica en envases pequeños con las características específicas de seguridad y contención para evitar el riesgo de contaminación.

Como en todo trabajo en el que se utilizan radio-isótopos, no está permitido comer, fumar, beber o maquillarse en el laboratorio. Por supuesto, está también prohibido

pipetear con la boca. Además, no se utilizarán lentes de contacto cuando se trabaja con compuestos de uranio solubles tales como el Ac Ur.

Todas las operaciones de tinción deben llevarse a cabo sobre superficies cubiertas de papel absorbente para evitar la contaminación de la superficie de trabajo.

Las pequeñas salpicaduras de la solución de Acetato de Uranilo deben controlarse, para evitar problemas de contaminación que puede convertirse en un riesgo de contaminación interna por inhalación o ingestión.

Se utilizará un monitor de medida de contaminación para comprobar y controlar la posible contaminación radiactiva, tanto de las superficies como de los materiales y equipos utilizados. Los residuos radiactivos se almacenarán en contenedores apropiados, señalizados y localizados en la zona autorizada. Los usuarios deben lavarse las manos al finalizar la manipulación.

#### **Equipos de protección persona**

El operador debe estar provisto del material de protección personal apropiado, incluyendo guantes, bata de laboratorio y gafas de seguridad. Además, los guantes deben llevarse siempre cuando se manipulen los contenedores con Acetato de Uranilo.

#### **Gestión de residuos**

La mayoría de los residuos sólidos, líquidos y mixtos provenientes de la utilización de sales de uranio en estas técnicas tienen actividades por debajo de los límites de exención. Por tanto, no deberían ser gestionados como residuos radiactivos, pero sí como residuos tóxicos teniendo en cuenta su peligrosidad química. Debido a que las empresas gestoras de residuos químicos peligrosos no retiran en la actualidad estos residuos, es necesaria su gestión como residuos con contenido radiactivo. No obstante, pueden producirse determinados residuos que superen los límites de exención, como puede ser el caso de contenedores antiguos de las mencionadas sales que es preciso eliminar. En estos casos, los residuos generados deberán tratarse como radiactivos y ser retirados a través de ENRESA. Para que puedan retirarse estos residuos, la instalación deberá solicitar al Ministerio de Industria y Energía una transferencia de material radiactivo no autorizado, que será informado por el CSN siguiendo los trámites establecidos.

#### **Control de la utilización**

Periódicamente el personal responsable de Protección Radiológica realiza inspecciones de la zona autorizada en la que se manipula AcUr, controlando el correcto almacenamiento, señalización, normas de manipulación controles de contaminación y gestión de residuos. Los

informes de dichas inspecciones son archivados y se comunica al responsable del Servicio de Microscopía Electrónica cualquier anomalía detectada.

## REFERENCIAS

1. RJ Slater. Radioisotopes in biology. A practical approach. IRL Press, Oxford. England. 1990.
2. R. D. 783/200, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Radiológica contra Radiaciones Ionizantes. (BOE. nº 178, de 26 de julio de 2001)
3. A. Sánchez, A. Carnero, M. Cebrián, S. Durá, M.T. Macías, A. Martínez, M.J. Menéndez, M. Sánchez y F. Usera. Manual de Protección Radiológica en Centros de Investigación Biológica. Sociedad Española de Protección Radiológica. SEPR nº 3. Madrid. 2001.
4. R. D. 1836/1999, del 3 de diciembre, por el que se aprueba Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (BOE no 313, de 31 de diciembre de 1999)
5. R. D. 2869/1972, del 21 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (BOE nº 255, de 24 de octubre de 1972)
6. JJ Bozzola, LD Russell, Electrón Microscopy: Principles and Techniques for Biologists. 2<sup>nd</sup> Edition. Jones and Bartlett Publishers. Sudbury, MA. USA. 1992.
7. Directiva 96/29/Euratom del Consejo por la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes. E.C. L-159 vol.39
8. Instrucción IS/05, de 26/02/03, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se definen los valores de exención para nucleidos según establecen las tablas A y B del anexo I del Real Decreto 1836/1999.
9. MT Macías, A Sánchez, A Carnero, M Cebrián, F Usera. Radioactive installation design and radioactive waste management in biological research centres. 2nd European Alara Network Workshop "Good Radiation Practices in Industry and Research". National Radiological Protection Board. Oxford, UK.1998.
10. Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research. IAEA-TECDOC-1000. 1998.
11. Orden ECO/1449/2003, sobre gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados. (BOE nº 134, de 5 de junio de 2003).
12. MT Macías, J Pulido, A Ruiz, MM Sánchez, A Sánchez, F Usera. Guía Técnica de Gestión de Materiales Residuales con contenido radiactivo en Centros de Investigación y Docencia. Publicación SEPR nº 7. Madrid. 200



SPD APRNI-55

## MEDIDA DE CAMPOS ELECTROMAGNÉTICOS EN DIFERENTES ENTORNOS LABORALES

J. Aniés, A. Perramon, S. Rosell

*Dirección de Seguridad e Higiene, ASEPEYO MATEPSS 151*

### OBJETIVOS

La presencia en el ámbito laboral de campos electromagnéticos (CEM) de baja frecuencia, son debidos en su mayor parte a la alimentación eléctrica de los equipos, máquinas o instalaciones asociados a determinados puestos de trabajo. La gran cantidad de situaciones, procesos y máquinas implicadas obliga en numerosas ocasiones a realizar medidas de campos eléctricos y magnéticos dentro del proceso de evaluación de riesgos de

los puestos de trabajo que la ley exige. Esta evaluación debe considerar muchas situaciones distintas, pero en cualquier caso es útil en una fase inicial de dicho procedimiento tener un criterio que permita establecer una primera aproximación a la magnitud del riesgo asociado al CEM en el lugar de trabajo.

Se pretende en primer lugar investigar algunas de las exposiciones a CEM de baja frecuencia más habituales en entornos laborales, para conocer en que casos los niveles de exposición pueden alcanzar o incluso superar los límites establecidos.



En segundo lugar, la posibilidad de hacer medidas y la forma de realizarlas siempre está condicionada por los equipos disponibles. En un gran número de casos el campo magnético (CM) es más problemático que el campo eléctrico (CE), por lo que existen equipos desarrollados exclusivamente para la medida de CM. Este estudio investiga cuando es acertado medir sólo CM sabiendo que el CE no es elevado, a pesar de que se mide en la región de campo próximo y dichos campos no se relacionan entre ellos a través de la impedancia del medio.

## MATERIALES

Las actuaciones en higiene industrial se caracterizan por la diversa naturaleza de los agentes presentes en el lugar de trabajo, así los equipos de medida deben reunir unas condiciones que los hagan aptos para su uso. Dimensiones, peso, condiciones de humedad y temperatura durante la medida.

A destacar las condiciones de realización de medidas en el caso de puestos de trabajo de soldadura. Se debe compatibilizar el normal desarrollo de las tareas del soldador con la correcta ubicación del equipo de medida y considerar que en ciertos casos la presencia de las chispas de soldaduras y fragmentos incandescentes dificultan la tarea y obligan a la utilización de equipos como los descritos.

Una característica que también es común en los equipos de medida de CEM de alta frecuencia es la medida en banda ancha, que implica que en el rango de frecuencias determinado en el que se realiza la medición se valora todo componente frecuencial presente en el ambiente, que quede dentro del rango de medida. Los equipos utilizados permiten comparar fácilmente con los estándares utilizados. Asimismo en todas las situaciones se han utilizado sondas isotópicas, descritas como aquellas en las que el valor de campo medido no depende de la orientación de la sonda. Dicha característica se obtiene con la utilización de tres elementos de medida orientados perpendicularmente entre ellos en las tres direcciones ortogonales del espacio. El resultado será siempre el módulo calculado directamente a partir de los resultados medidos simultáneamente de cada uno de las componentes.

Los equipos de medida utilizados han sido los siguientes:

- Equipo de medición de campo eléctrico: Narda EFA 300 con sonda externa Mo. 2245/90.31 (*Equipo B*)
- Equipo de medición de campo magnético: Narda ELT 400 con sonda Mo. 2300/90.10 (*Equipo A*), Narda EFA 300 con sonda interna. (*Equipo B*)

El equipo Narda EFA 300 dispone de sondas isotrópicas para medida del CE y el CM. El CE se mide con una sonda exterior en forma de cubo, mientras que el CM se mide con una sonda interna.

El equipo Narda ELT-400, cumple especialmente bien con los requisitos necesarios para el trabajo de campo, su facilidad de uso es destacable, únicamente puede medir CM. Así sólo se puede usar en entornos en los que previamente se pueda afirmar que el CE no es significativo.

## METODOLOGÍA

El criterio de selección de puestos de trabajo se realiza teniendo en cuenta la frecuencia en las actuaciones o consultas realizadas por la Mutua, relacionadas con potenciales exposiciones entre sus empresas asociadas, teniendo en cuenta la potencialidad en el riesgo causante por las distintas situaciones. Las actuaciones se realizan de acuerdo a los procedimientos internos de ASEPEYO.

La actividad profesional de los trabajadores implicados en las situaciones valoradas que se describen en el siguiente párrafo, en principio no tiene relación con las radiaciones, el criterio de valoración que se impone es el que establece ICNIRP en la publicación de 1998, para público en general.

Para la realización de las medidas se ha configurado con la banda de frecuencias más amplia, no se filtran las contribuciones de frecuencias inferiores a 50 Hz, esta modalidad implica resultados más elevados.

Se describen a continuación las situaciones evaluadas:

1. Puestos de trabajo en una nave, ubicada junto a una estación transformadora que recibe suministro por una línea de alta tensión.
2. Puestos de trabajo junto a un equipo eléctrico, que alimenta un banco de pruebas de cableado eléctrico, para testar el comportamiento del aislante con el aumento de temperatura, debido a la intensidad circulante por el conductor.
3. Puestos de trabajo asociados a soldadura MIG MAG
4. Puestos de trabajo asociados a soldadura TIG
5. Puestos de trabajo cercanos a horno para el conformado de PVC

Tabla 1.a

POSICIÓN	CAMPO ELÉCTRICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	VALOR MEDIDO EN CADA PUESTO /Vm-1
A	14	90
B	14	130
C	16	155
D	24	400
E	12	60

Tabla 1.b

POSICION	Equipo A CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo A VALOR MEDIDO EN CADA PUESTO /T	Equipo B VALOR MEDIDO EN CADA PUESTO/T
A	3,6	1,53	1,6
B	2,9	2,16	2,3
C	2,8	2,3	2,3
D	1,3	0,95	0,93
E	3,2	1,2	1,2

Se ha realizado en todos los casos la medida simultáneamente con los dos equipos utilizados para comprobar la fiabilidad de ambos así como tener datos para descartar la realización de mediciones de CE cuando éstas no sean necesarias.

## RESULTADOS

Los valores expresados en % son siempre respecto al cuadro de valores límite para la población en general de la publicación ICNIRP 1998, excepto en donde se señale lo contrario.

Las *tablas 1.a y 1.b* muestran los valores medidos en diferentes puntos de trabajo de un recinto perteneciente a un polígono industrial vecino a una estación transformadora en la que confluyen líneas de media y alta tensión (hasta 400 kV). El punto más crítico corresponde a aquel en el que se minimiza la distancia respecto a la curva catenaria descrita por un tendido de alta tensión. No obstante, no se supera ningún valor límite y todos los valores son inferiores al 25%.

Para el resto de puestos de trabajo descritos, se han considerado tres tipos de ubicaciones de medida, según se indica en la *tabla 2*. La posición denominada C se corresponde a exposiciones habituales de los operadores de los equipos. Las medidas en las posiciones A y B podrían corresponder a posiciones críticas que ocupara el trabajador a lo largo de la jornada, en las proximidades de los equipos estudiados.

La *tabla 3* proporciona los datos correspondientes a puestos de trabajo relacionados con una fuente de inten-

Tabla 2

A	En las inmediaciones del equipo transformador
B	Valores medidos a lo largo del cable conductor que conecta la pistola de soldadura, u otro dispositivo que precise de una alimentación eléctrica de similares características al transformador
C	Puesto de trabajo, inmediaciones de las utilizadas por el soldador, u operario que utiliza los equipos señalados

sidad industrial utilizada para verificar el comportamiento de los aislantes de conductores frente calentamiento por efecto Joule en condiciones extremas de valor de intensidad circulante. Pese a que el equipo dispone de un variador de intensidad, sólo en muy contadas ocasiones se modifica la posición de dicho selector (70 Amperios), y las medidas se han realizado con la configuración habitual del equipo.

Existen varias técnicas de soldadura que implican elevadas intensidades de corriente eléctrica durante su funcionamiento. Entre los procesos de este estudio éste es el que involucra a un mayor número de trabajadores. Se han realizado medidas en dos equipos distintos de soldadura eléctrica MIG-MAG (Metal Inert Gas-Metal Active Gas)<sup>(1)</sup>, que también recibe la denominación de “soldadura al Hilo“. Estos equipos destacan por estar habitualmente presentes en empresas metalúrgicas y por tanto ser relativamente frecuentes. En la *tabla 4 y 5* se proporcionan los resultados de medidas realizadas en dos máquinas de soldadura MIG MAG diferentes. La máquina cuyos resultados figuran en la *tabla 4* es de mayor envergadura que la que corresponde a los resultados de la *tabla 5*.

Se ha considerado otro tipo de soldadura eléctrica que a nivel de generación de CEM puede tener significación, denominada TIG (*Tungsten Inert Gas*). Sigue otro principio de funcionamiento y ello implica que la generación de campos es especialmente importante durante el primer instante en el que se suelda (2-3 seg). Posteriormente los niveles de campo disminuyen. Los datos suministrados en la *tabla 6* corresponden a los valores máximos dentro de cada ciclo de soldadura.

Entre los procesos industriales asociados a generación de CEM destacan los hornos de tipo industrial, las características de estos implican una menor potencialidad

Tabla 3

POSICIÓN	Equipo B CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo A CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo B CAMPO ELÉCTRICO (% RESPECTO AL LÍMITE)
A	153	160	3,7
B	116	137	4,4
C	120	11	5,1

Tabla 4

POSICIÓN	Equipo B CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo A CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo B CAMPO ELÉCTRICO (% RESPECTO AL LÍMITE)
A	200	260	19
B	160	124	14
C	115	90	10



Tabla 5

POSICION	Equipo B CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo A CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo B CAMPO ELÉCTRICO (% RESPECTO AL LÍMITE)
A	160	120	15
B	115	90	14
C	80	70	13

en cuanto a la magnitud de los campos generados, no obstante en este caso el campo eléctrico puede tener mayor relevancia relativa. En la *tabla 7* se proporcionan los valores medidos en un horno de conformado de PVC, que se caracteriza por la utilización de numerosas resistencias distribuidas para poder dar forma a la lámina de PVC procesada.

## CONCLUSIONES

En el ámbito laboral, y en las instalaciones consideradas en el presente estudio, niveles elevados de CE sólo se presenten con elementos conductores eléctricos a diferencias de potencial elevados (del orden de 400 kV), sin estructura que apantalle y cerca del punto más bajo de la curva catenaria. Sólo en ese caso, la importancia relativa de la medida de campo eléctrico puede justificarse, debiéndose proceder a la medida del CE además del CM. Así, excepto en los casos que implican alta tensión, la medida de CM proporciona una correcta evaluación del campo electromagnético.

En relación con los niveles medidos de CM, se observa muy claramente que los procesos que necesitan intensidades eléctricas elevadas provocan superaciones de los valores límite de CM. En particular las operaciones de soldadura son críticas al respecto. Mediciones en equipos de soldadura por puntos pueden implicar niveles todavía mayores que los recogidos en este estudio, superiores incluso al 1000% respecto al límite.

Los usuarios de marcapasos están sometidos a límites más estrictos que aquellos vigentes para la población en general. Concretamente para 50 Hz, el límite del CE para usuarios de marcapasos es de 1 kV $m^{-1}$ , mientras que el de trabajadores es de 10 kV $m^{-1}$  y el de público en

Tabla 6

POSICION	Equipo B CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo A CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo B CAMPO ELÉCTRICO (% RESPECTO AL LÍMITE)
A	160	120	8
B	115	90	6
C	80	70	13

Tabla 7

POSICION	Equipo B CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo A CAMPO MAGNÉTICO (% RESPECTO AL LÍMITE)	Equipo B CAMPO ELÉCTRICO (% RESPECTO AL LÍMITE)
A	7	10	9
B	8	10	13

*Posición A:* Posición del operario que trabaja en el horno  
*Posición B:* Parte posterior del horno junto al cuadro eléctrico

general es de 5 kV $m^{-1}$ . Para el CM, su límite es de 0,1mT, por comparación a los 0,5mT de los trabajadores.

La coincidencia en los resultados obtenidos de CM con los dos equipos utilizados es muy satisfactoria. Cabe considerar que el punto de medida nunca es el mismo ya que las dimensiones y geometrías de las sondas difieren notablemente, aún así los valores obtenidos son equiparables.

## RECOMENDACIONES

Se ha comprobado que las operaciones de soldadura eléctrica u otros procesos con elevado consumo de corriente eléctrica, superan a menudo los valores límite para público en general. Ello implica la necesidad de considerar los puestos de trabajo asociados a dichas operaciones como profesionalmente expuestos a CEM de baja frecuencia. La anterior consideración conlleva unas necesidades de formación e información periódicas, además de estudiar a fondo el diseño del puesto de trabajo. Todo ello se añadiría a las habituales protecciones frente a las radiaciones ópticas. Mencionar finalmente que los usuarios de marcapasos u otros dispositivos sensibles implantados deberían extremar las precauciones ante focos potencialmente elevados.

La utilización de equipos para baja frecuencia que midan solamente CM, de banda ancha, con sondas isotrópicas y de uso sencillo, permiten seguir un procedimiento de medida simplificado, fiable y adecuado. En las situaciones en las que las medidas están por encima del 50% de los valores límite de referencia, se indican unas medidas de protección como forma de reducción de los valores de exposición y para garantizar que los valores límite no son superados.

## REFERENCIAS

1. Directiva 2004/40/CE del Parlamento europeo y del Consejo, de 29 de abril de 2004 sobre las disposiciones mínimas de seguridad y salud relativas a la exposición de los trabajadores a los riesgos derivados de los agentes físicos (campos



electromagnéticos)

2. Seguridad y Salud frente a Emisiones Electromagnéticas, Valoración de las emisiones electromagnéticas, Monografías de Seguridad e Higiene en el Trabajo. Dirección Seguridad e Higiene ASEPEYO
3. ICNIRP. Guidelines for limiting exposure to time-varying electric, magnetic and electromagnetic fields (up to 300 GHz) *Health Phys* 75:438-439;1998 b
4. NTP 7: Soldadura. Prevención de Riesgos Higiénicos Instituto Nacional de Seguridad e Higiene en el Trabajo
5. Procedimientos Técnicos-Dirección de Seguridad e Higiene de ASEPEYO
6. López de Ipiña, J.M.; Rubio, J. (2004) "Research on occupational exposure to electric and magnetic fields derived of the use of industrial equipments in the Basque Country". International NIR Workshop Symposium, Sevilla.



**SPL2**

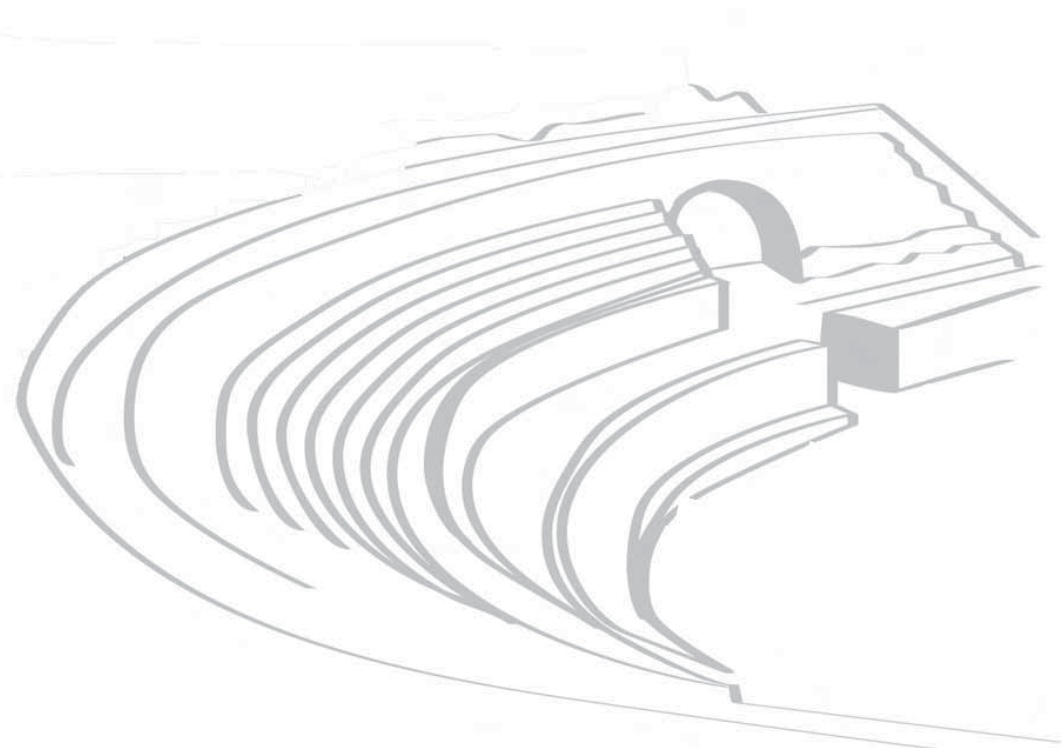
**SESIÓN PLENARIA**

**LA METROLOGÍA  
DE RADIACIONES IONIZANTES  
EN ESPAÑA**

**Jueves 20 de septiembre de 2007**

**9:30 - 10:45**

Presentado por: **Montserrat Ribas** (Hospital Santa Creu i Sant Pau)





# LA METROLOGÍA DE RADIACIONES IONIZANTES EN ESPAÑA

A. Brosed

Departamento de Seguridad de

## LA METROLOGÍA Y LA CALIDAD

Al definirse la metrología como la ciencia de las medidas, cabría pensar en procedimientos de medida sencillos, pues ¿quién no ha medido en alguna ocasión, y sin mucha complicación, alguna magnitud física? Todos somos o hemos sido metrólogos. Sin embargo, si añadimos que la medida se debe acompañar de una evaluación de su incertidumbre, los procedimientos de medir ya no son tan sencillos pero tampoco tan complicados para que no estén al alcance de cualquier usuario dentro de cualquier rama de la metrología.

Se dice que la metrología forma parte de la infraestructura oculta que posibilita y garantiza la vida cotidiana de los ciudadanos en los países desarrollados. Siendo más precisos, se podría decir que la metrología subyace en el desarrollo de los diagnósticos y terapias médicas, de las telecomunicaciones, de las transacciones comerciales y de los productos de alta tecnología y tiene una intervención muy directa en los controles y análisis del sector agroalimentario y en la mejora del medio ambiente. Se dice también que la metrología, junto con la normalización, la acreditación y la certificación, constituyen los pilares básicos en donde descansa la infraestructura de la calidad. Pues bien, se podría añadir que sin mediciones con el grado de incertidumbre adecuado, no hay calidad. De ahí que el lema de este Congreso haya sido muy acertado al incluir la metrología entre sus temas principales.

Metrología significa medir y medir una magnitud es compararla con otra de su misma clase que de manera un tanto aleatoria, pero no caprichosa, se adopta como unidad. El proceso se puede llevar a cabo aplicando un instrumento de medida sobre el mensurando (método directo de medida) o bien, y en menores situaciones, utilizando patrones y un instrumento comparador (método de medida por comparación). En los dos casos, es habitual señalar que siempre están presentes el mensurando (lo que se mide), el instrumento de medida (lo que mide) y el operador (el que mide). De acuerdo con lo que se ha señalado anteriormente el proceso de medida no resulta una tarea sencilla para el metrólo-

go. Sobre el resultado de una medida pueden influir magnitudes que no son objeto de la medida pero que pueden alterar gravemente el resultado (temperatura ambiente, presión atmosférica, humedad relativa, etc.) sin olvidar el error del instrumento, la pericia del operador o la propia inconstancia del mensurando. Ni que decir tiene que el resultado de la medida, así obtenido (resultado bruto), debe corregirse de la mejor manera posible por todas las magnitudes y circunstancias que han influido sobre el mensurando y obtener de esta manera el resultado corregido de la medida. Desgraciadamente no se conocen con exactitud suficiente las leyes de influencia de esas magnitudes, no se puede corregir completamente el error del instrumento, ni se conoce exactamente el posible sesgo del operador ni el grado de inconstancia del mensurando. De otro modo, no puede conocerse el valor exacto o si se quiere el valor verdadero de una magnitud. Se corrige todo lo que se puede y se conoce, pero siempre quedará algo por corregir o, en otras palabras, siempre quedará un error residual. Esto es la incertidumbre definida de manera cualitativa.

El cálculo de la incertidumbre de una medida tiene sus reglas y no siempre son de carácter objetivo. Formalmente se define la "incertidumbre de medida" como el parámetro asociado al resultado de una medición, que caracteriza la dispersión de los valores que podrían ser razonablemente atribuidos al mensurando. El intervalo de esa dispersión, generalmente simétrica, puede ser mayor o menor de acuerdo con el nivel de confianza que se considere. Entra en juego entonces un factor, denominado de cobertura,  $k$ , que multiplica la mínima cuantía de la incertidumbre o incertidumbre típica, para obtener la incertidumbre que acompaña al resultado.

Para un mensurando,  $Y$ , el resultado de una medida viene expresado de manera conveniente mediante:

$$Y = y \pm U \quad (k = 1, 2 \text{ ó } 3)$$

siendo  $y$  el valor de la medida y  $U$  la cuantía de la incertidumbre obtenida con un determinado valor de  $k$  (1,



2 ó 3). El mejor índice de calidad de una medida lo da su incertidumbre, y obviamente cuanto menor sea ésta, de mayor calidad será la medida.

### FINALIDAD DE LA METROLOGÍA. LA CALIBRACIÓN

El fin último de la metrología es el de procurar que todas las unidades de medida tengan el mismo valor en todo tiempo y lugar y que ese valor se conozca con el grado de aproximación que convenga a cada aplicación. Todo sistema de medida bien establecido se distingue por una cualidad que le hace ser, lo que en metrología se llama, trazable a las referencias universales o patrones de las unidades de las magnitudes que mide. Esta cualidad se obtiene mediante los procesos normales de diseminación de unidades, de los cuales el más corriente y conocido es la calibración de equipos e instrumentos de medida, sin olvidar la producción de materiales y de muestras patrones con diferentes finalidades. En consecuencia, un equipo o instrumento de medida calibrado, o una muestra patrón preparada, asume la propiedad de ser trazable a una referencia nacional o internacional y con un grado o nivel de incertidumbre que le permite posteriormente al usuario determinar la incertidumbre de las medidas que con él realice. Podremos hablar entonces de medida e incertidumbres de medida. Podremos comparar resultados y constatar los avances tecnológicos a través de las medidas. Por el contrario, si se prescinde de la calibración, ambas características, trazabilidad e incertidumbre, son ajenas al equipo o muestra y huelga cualquier intento de comparación, confirmación o constatación con las medidas realizadas con otros equipos. El equipo o muestra restan pues con una potencialidad latente pero completamente ineficaces o inútiles para su uso. Podemos hablar entonces de medida y de error de medida, con el agravante, obvio por otra parte, de no conocer su cuantía, lo que equivale lisa y llanamente a no disponer de nada.

Se define como “calibración” al conjunto de operaciones mediante las cuales se puede establecer, en condiciones especificadas, la relación entre los valores indicados por un instrumento o sistema de medida, o los valores representados por una medida material y los correspondientes valores conocidos de un mensurando. Estos últimos, conocidos también como valores convencionalmente verdaderos, se obtienen de los patrones de medida que pueden ser de diferentes categorías, según el grado de incertidumbre, pero siempre adecuado al tipo de Laboratorio de calibración.

### LOS LABORATORIOS DE CALIBRACIÓN. OBJETIVOS Y OBLIGACIONES

Los Laboratorios de calibración son “entidades técnicas” que realizan calibraciones, entendiéndose como tales a conjuntos técnicos y humanos capaces de realizarlas.

Los objetivos principales de un Laboratorio de calibración son los siguientes:

a) Establecer los patrones.

Establecer un patrón es disponer de un patrón de medida de suficiente calidad metrológica para el Laboratorio que lo establezca.

b) Mantener los patrones.

En general, mantener un patrón es asegurar en el tiempo su integridad, su trazabilidad y su estabilidad, sin olvidar la mejora continua de sus características.

c) Diseminar las unidades (o realizar calibraciones)

Es el tercer objetivo de un Laboratorio de calibración y desde luego no el menos importante, ya que sin él no cabría asignar el apelativo de calibración a un Laboratorio. Es el deber lógico y secuencial de los dos anteriores.

Todo Laboratorio de calibración para poder funcionar como tal, debe demostrar que cumple con dos requisitos fundamentales:

- Asegurar la trazabilidad de las calibraciones y medidas efectuadas con respecto a las unidades del Sistema Internacional de Medida. Formalmente se denomina trazabilidad a la propiedad del resultado de una medición o de un patrón tal que pueda relacionarse con referencias determinadas, generalmente a patrones nacionales e internacionales, por medio de una cadena ininterrumpida de comparaciones teniendo todas ellas las incertidumbres determinadas.
- Demostrar que disponen de un sistema de gestión de la calidad, que son técnicamente competentes y que producen resultados válidos. Estos puntos se cumplen si el Laboratorio funciona siguiendo los criterios de la norma UNE-EN ISO/IEC 17025<sup>(1)</sup>. De todos los requisitos que implican la conformidad a la norma, destacaría uno técnico y esencial en cualquier sistema de calidad. Me refiero a la participación en intercomparaciones con otros Laboratorios nacionales o extranjeros, dentro de redes metrológicas locales, nacionales, regionales o universales. Son ejercicios saludables y siempre muy positivos.

Es muy importante que en cualquier actividad científica o industrial exista plena conciencia de la necesidad

de calibración de los equipos, instrumentos y sistemas de medida. Los Laboratorios de calibración no deberían ser ajenos a la divulgación de esta necesidad, pero no sólo de una calibración inicial sino de calibraciones periódicas de acuerdo con los sistemas de calidad establecidos en los diferentes centros, empresas o instituciones. En efecto, conviene señalar que una calibración de un equipo, instrumento o sistema de medida en un momento determinado, se puede asimilar a una “foto”, por lo que el usuario se ve obligado, en el periodo entre calibraciones, a mantenerlo adecuadamente y a verificar, esencialmente, su estabilidad de respuesta. Huelga decir que la necesidad de la recalibración descansa en la variación de la sensibilidad de cualquier equipo con el uso, envejecimiento de sus componentes y también en la posibilidad de cambios en las referencias nacionales o internacionales de la magnitud física de interés a lo largo del tiempo.

Hay que resaltar que en determinados ámbitos, como el hospitalario español, esa conciencia de calibración de los equipos está ya muy extendida. Esta conciencia quedó refrendada por la obligatoriedad de disponer de instrumentación calibrada que exigen los Reales Decretos por los que se establecen los criterios de calidad en medicina nuclear, radioterapia y radiodiagnóstico.

## LA METROLOGÍA DE RADIACIONES IONIZANTES

Una de las ramas más recientes de la metrología y algo distante de la clásica, por la complejidad en general de las instalaciones, es la de radiaciones ionizantes. La complejidad también entra en juego en los fenómenos que encierra y trata, como las interacciones y los tipos de detección, por lo que su etiqueta de distinción se extiende también a los valores de incertidumbre que maneja, muy superiores en general a los del resto de ramas de la metrología.

Es bien sabido de todos, por lo que no resulta necesario extenderse, las aplicaciones beneficiosas de las radiaciones ionizantes en la medicina, industria, apicultura, medio ambiente, etc. Es sabido también que se conoce de manera suficiente los riesgos de las radiaciones ionizantes, lo que ha hecho posible desarrollar e implantar un sistema de protección radiológica. Pues bien, en todas estas actividades hay magnitudes físicas a medir por lo que la metrología entra de lleno en ellas. Resulta clásica la clasificación de las diferentes aplicaciones en relación con la tasa de fluencia en energía habitual en esos campos. De mayor a menor tasa de fluencia, se habla de:

-Niveles de tratamiento de materiales

- Niveles de terapia
- Niveles de diagnóstico
- Niveles de protección
- Niveles ambientales

Dentro de cada nivel, se pueden describir varias áreas de aplicación. Una posible enumeración de ellas podría ser la siguiente:

N. de tratamiento de materiales:

- Esterilización de productos médicos
- Irradiación de alimentos
- Irradiación de polímeros

N. de terapia:

- Radioterapia con haces externos
- Braquiterapia

N. de diagnóstico:

- Radiodiagnóstico convencional
- Mamografía
- Tomografía computarizada

N. de protección:

- Radioprotección con haces externos
- Dosimetría personal
- Contaminación superficial

N. ambientales:

- Dosimetría ambiental gamma
- Detección y vigilancia de sustancias radiactivas en el medio ambiente

Situar el área de la medicina nuclear no resulta fácil por su doble vertiente de diagnóstico y de terapia y por la dificultad de comparar los efectos, en unidades de una misma magnitud, de una radiación externa con la incorporación de radionucleidos en el cuerpo humano. Por supuesto que esto no es inconveniente para añadir en esta ocasión un área a la relación de niveles:

Medicina nuclear:

- Radionucleidos usados en el diagnóstico
- Radionucleidos usados en terapia

Dentro de cada área de aplicación se pueden emplear, en unos casos, diferentes tipos de partículas y diferentes rangos de energía para cada tipo. En otros casos, se utilizan diferentes radionucleidos embebidos en diferentes soportes y con mayor o menor actividad. Adicionalmente cada área maneja diferentes tipos de magnitudes, ya sean radiométricas, dosimétricas, de protección y sin olvidar la actividad y sus asociadas. La complejidad de una ulterior clasificación es pues manifiesta y sólo entraremos en esas particularidades cuando hablemos de los logros y carencias de la metrología española.



## LABORATORIOS DE CALIBRACIÓN EN ESPAÑA

Describiremos los Laboratorios españoles de manera sencilla, sin acudir a detalles metrológicos, como los que deben figurar en un “Alcance de acreditación” como pudieran ser, el “Campo de medida”, la “Incertidumbre óptima”, “Patrones de medida empleados”, etc, detalles que resultarían necesarios en cualquier foro metrológico pero que no resultan adecuados en una conferencia de un Congreso de Protección Radiológica. En su lugar, y con la solvencia que pudiera atribuirse al autor, se puede asegurar que las incertidumbres, en general, que acompañan a las calibraciones y preparación de muestras normalizadas y que se expresan en los certificados, son suficientemente bajas y adecuadas para los fines a que se destinan esos equipos o muestras. Por lo tanto enfocaremos las actividades de los Laboratorios hacia el tercer objetivo señalado en el tercer apartado, como es la diseminación de unidades o, en otras palabras, en que áreas se sitúan sus capacidades de calibración.

En la actualidad son tres los Laboratorios españoles que prestan servicios de calibración en las diferentes áreas de aplicación.

- El Laboratorio de metrología de radiaciones ionizantes (LMRI) del CIEMAT inició sus actividades en la metrología de radionucleidos en 1961, en una intercomparación de una muestra de  $^{198}\text{Au}$  auspiciada, en aquél entonces, por el Comité Internacional de Pesas y Medidas (CIPM). En 1978 inició sus actividades en la metrología de patrones dosimétricos, en la energía del  $^{60}\text{Co}$  y en niveles de terapia, para hacerlo más tarde en 1983 en niveles de protección y para haces de radiación gamma y beta. Posteriormente fue reconocido como Laboratorio nacional por el Sistema de Calibración Industrial (SCI) del Ministerio de Industria y Energía. En 1996 fue declarado por el Real Decreto 533/96 como depositario de los patrones nacionales de las unidades de actividad, exposición, kerma y dosis absorbida y al mismo tiempo Laboratorio asociado al Centro Español de Metrología (CEM), adquiriendo a nivel del Estado la responsabilidad de mantener y diseminar dichos patrones nacionales. En la actualidad cubre muchas de las áreas en todos los niveles, a excepción de las correspondientes al nivel de tratamiento de materiales.
- El Laboratorio de calibración y dosimetría del Institut de Tècniques Energètiques (INTE) de la Universitat Politècnica de Catalunya (UPC) inició sus actividades metrológicas en 1985 y entre 1987 y 1997 actuó como Laboratorio reconocido por el SCI. En 1998 ob-

tuvo la acreditación del Ente Nacional de Acreditación (ENAC). Sus actividades cubren esencialmente todas las áreas en los niveles de protección y diagnóstico.

- El Laboratorio de metrología de radiaciones ionizantes del Centro Nacional de Dosimetría (CND) de Valencia inició sus actividades en 1993. Está acreditado por ENAC desde Junio de 1996. Sus actividades cubren, en la zona de rayos X, prácticamente todas las áreas en los niveles de protección y diagnóstico.

Los tres Laboratorios participan en cuantas intercomparaciones nacionales y europeas se plantean, siempre con muy buenos resultados por no decir excelentes y, por supuesto, tienen implantados sendos sistemas de gestión de la calidad. INTE y CND en virtud de su acreditación y en el CIEMAT en virtud del Acuerdo de Reconocimiento Mutuo (MRA) promovido por el CIPM en 1999 y firmado por los Laboratorios Nacionales, entre ellos España.

## SITUACIÓN ACTUAL DE LA METROLOGÍA ESPAÑOLA EN LO QUE CONCIERNE A LAS POSIBILIDADES O CAPACIDADES DE CALIBRACIÓN

Señalaremos, en lo que sigue, la existencia o no de esa capacidad en las distintas zonas o rangos de cada área y los Laboratorios que la poseen. Se citarán prácticamente todas las áreas y en el mismo orden que aparecen en el apartado cuarto.

Se considerará que una capacidad existe en un Laboratorio, si se ha establecido o se va a establecer antes de finalizar 2007. Se considerará la existencia a corto plazo, si se establece la capacidad antes de finalizar 2008 y a medio plazo si se establece antes de 2011. Comenzaremos por los niveles de tratamiento de materiales.

### *1. Esterilización de productos médicos e irradiación de alimentos y de polímeros*

Aún cuando existen clientes potenciales en España en estos niveles, no se ha considerado todavía la posibilidad de abordar estas capacidades. Por ser uno de esos clientes (Unidad de irradiación NAYADE) y por el hecho de que en muchos casos los patrones que subyacen en estas áreas son los mismos que en niveles de terapia, debería ser el CIEMAT el Laboratorio que debería plantear su establecimiento. Sería la ocasión de establecer nuevas técnicas de medida en áreas tan singulares que manejan valores de dosis absorbida en agua, en el rango de 0,1 a 500 kGy.

### *2. Rayos X de bajas energías (10-100 kV). (Terapia superficial)*

En la actualidad no está disponible esta capacidad, aún cuando la estuvo en el CIEMAT desde 1981 a 1987, cuando este Laboratorio contaba con el primer patrón primario español en el área de la dosimetría (cámara de placas plano-paralelas y paredes de aire). El proyecto de reestablecerla se podría situar más allá de 2011.

### 3. Rayos X de energías medias (100-250 kV). (Terapia convencional)

El CIEMAT dispone recientemente de cuatro calidades trazadas al BIPM, en el rango de 100 a 250 kV. Adicionalmente, destaca por su importancia en caracterizar fuentes de  $^{192}\text{Ir}$  de alta tasa (Braquiterapia) en unidades de tasa de kerma de referencia en aire (TKRA), la calidad de 250 kV; CHR = 2,5 mmCu.

### 4. Energía del $^{60}\text{Co}$ (niveles de terapia)

Energía crucial en la radioterapia de alta energía ( $^{60}\text{Co}$  y aceleradores). Con la calibración en esta energía de los conjuntos de referencia y con el uso del protocolo de la OIEA (TRS-398), los físicos españoles calibran los haces procedentes de los aceleradores de uso clínico.

Con trazabilidad al BIPM, esta capacidad de calibración existe en el CIEMAT desde 1978 y desde 1999 en su Laboratorio dentro del CIEMAT y en forma de campañas anuales. Es probablemente el proceso de calibración más importante al trazar todos los conjuntos de referencia de los aproximadamente 100 Centros hospitalarios españoles con Servicios de Radioterapia.

### 5. Energía del $^{137}\text{Cs}$ (niveles de terapia)

El CIEMAT dispone recientemente de un haz de  $^{137}\text{Cs}$  (Irradiador con una fuente de alta actividad de 57 TBq, en Diciembre de 2006) caracterizado en unidades de tasa de kerma en aire, en el seno de aire, en las condiciones geométricas de referencia y trazable al BIPM.

La calibración, en esta energía, de cámaras de tipo Farmer apropiadas y en la calidad de rayos X de 250 kV, permiten caracterizar fuentes de  $^{192}\text{Ir}$  de alta tasa usando técnicas de interpolación.

### 6. Braquiterapia. Fuentes emisoras de fotones

No existen actualmente capacidades de calibración para los conjuntos cámara de pozo-electrómetro para fuentes de alta tasa de  $^{192}\text{Ir}$ , fuentes de baja tasa de  $^{137}\text{Cs}$  e  $^{192}\text{Ir}$  y fuentes de baja tasa y energía como el  $^{125}\text{I}$ ,  $^{103}\text{Pd}$  e  $^{169}\text{Yb}$ . Sólo existen en el CIEMAT, capacidades de calibración en la energía del  $^{137}\text{Cs}$  para cámaras de volumen medio y grande y en las energías del  $^{137}\text{Cs}$  y rayos X de 250 kV para cámaras de tipo Farmer.

Las soluciones a las carencias anteriores llegarán en el CIEMAT, a medio plazo, donde en la actualidad se está acabando de diseñar el Laboratorio. Sus actividades co-

menzarán por las fuentes de uso más extendido, como son las de  $^{192}\text{Ir}$  de alta tasa.

### 7. Braquiterapia. Fuentes emisoras de radiación beta

Las capacidades de calibración para este tipo de fuentes como las de  $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ ,  $^{106}\text{Ru} - ^{106}\text{Rh}$ ,  $^{90}\text{Y}$  y  $^{32}\text{P}$  empleadas esencialmente en forma de placas oftálmicas y para braquiterapia intravascular, no existen actualmente en España. La solución a esta carencia llegará muy probablemente a largo plazo y en el CIEMAT.

### 8. Radiodiagnóstico convencional y tomografía computarizada (35-150 kV)

En esta zona, las capacidades de calibración están bien cubiertas en España por el conjunto de los tres laboratorios, CND, INTE y CIEMAT, empleando 9, 6 y 9 calidades respectivamente. El INTE ofrece además la capacidad de poder calibrar equipos de control de calidad de diagnóstico en la faceta de medir el alta tensión aplicada al tubo de rayos X (25-300 kV).

### 9. Diagnóstico en mamografía (20-50 kV)

En la actualidad el único Laboratorio que cubre las capacidades de calibración en esta zona es el del INTE. Ha establecido 8 calidades de las series RQR y RQA entre 25 kV y 35 kV. A corto plazo, el CND establecerá 7 calidades entre 20 y 50 kV de la serie MV definidas por el Laboratorio nacional alemán, PTB. De nuevo, el INTE ofrece la posibilidad de calibrar aquellos equipos que miden el alta tensión aplicada al tubo de rayos X. El CIEMAT podría considerar a largo plazo el establecimiento de calidades de mamografía.

### 10. Radiación X (niveles de protección). Medidores y dosímetros personales

Los tres Laboratorios cubren satisfactoriamente las capacidades de calibración en esta zona mediante la serie de haz estrecho (CDN, INTE y CIEMAT) y serie de haz ancho (CDN y CIEMAT). Conviene señalar 5 calidades de haz estrecho de baja energía (CIEMAT) y 2 calidades en 30 kV (CDN).

### 11. Radiación gamma (niveles de protección). Medidores y dosímetros personales

Dos Laboratorios, INTE y CIEMAT, disponen de haces colimados de  $^{137}\text{Cs}$  y  $^{60}\text{Co}$  en niveles de protección, por lo que las capacidades de calibración en esta zona están cubiertas. Conviene señalar la existencia de valores de la tasa de kerma en aire considerablemente mayores que los que corresponden a unos niveles de protección en uno de los haces del CIEMAT (valor máximo de 3 Gy/h).

### 12. Radiación beta (niveles de protección). Medidores y dosímetros personales



Los mismos Laboratorios INTE y CIEMAT disponen de fuentes beta normalizadas en las energías correspondientes a los radionucleidos  $^{147}\text{Pm}$ ,  $^{204}\text{Tl}$ ,  $^{85}\text{Kr}$  y  $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ . En consecuencia las capacidades de calibración de esta zona están cubiertas.

### 13. Radiación neutrónica (niveles de protección). Medidores y dosímetros personales

En la actualidad no existen capacidades de calibración para este tipo de partícula, que puedan establecer los tres Laboratorios españoles. Existe en el CIEMAT el proyecto a medio plazo, de disponer de un Laboratorio de Patrones neutrónicos. Actualmente en su etapa final de diseño, dispondrá de fuentes de  $^{241}\text{Am-Be}$  de actividades de hasta 0,18 TBq y de fuentes de  $^{252}\text{Cf}$  con una tasa de fluencia máxima de  $10^{10}$  n/s. Según el proyecto, las fuentes serán calibradas mediante el método primario del baño de Mn.

La experiencia en dosimetría neutrónica del Grupo de Física de las Radiaciones de la Universitat Autònoma de Barcelona, del INTE y del Departamento de Ingeniería Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid, puede ser muy valiosa para el buen fin de este proyecto.

### 14. Contaminación superficial, alfa, beta y gamma

Las capacidades de calibración de monitores de contaminación las poseen los Laboratorios del INTE y del CIEMAT. El primero con seis fuentes planas y el segundo con una docena de fuentes puntuales y planas de diferentes radionucleidos.

### 15. Dosimetría ambiental gamma

Las capacidades de calibración en esta zona, o lo que es lo mismo, las calibraciones de medidores de gran sensibilidad de magnitudes dosimétricas y operacionales, están cubiertas por el CIEMAT. Para la calibración de Geigers de gran volumen o de cámaras de ionización con gases nobles a presión, se utilizan haces colimados de muy baja tasa de dosis equivalente ambiental o en irradiación panorámica con fuentes normalizadas de  $^{60}\text{Co}$  ó  $^{137}\text{Cs}$  de muy baja actividad (de 37 a 150 MBq) caracterizadas en unidades de tasa de kerma en aire y usando el método de interposición de blindaje para la estimación de la radiación dispersa.

El INTE y el CIEMAT cubren también la asignación de dosis equivalentes ambientales a dosímetros pasivos como los termoluminiscentes y esencialmente en la energía del  $^{137}\text{Cs}$ .

### 16. Detección y vigilancia radiológica en el medio ambiente

La vigilancia radiológica ambiental supone la identificación de los radionucleidos que se incorporan al medio ambiente y que contribuyen a incrementar el contenido de radiactividad proveniente del fondo natural. Los análisis se realizan en Laboratorios de ensayo dotados, en general, de equipos con gran capacidad de detección.

Las capacidades de calibración en esta zona se traducen en la elaboración y caracterización de muestras patrón o de referencia de emisores alfa, beta o gamma, sólidas o líquidas, que realiza el CIEMAT.

En la actualidad no existen las capacidades de calibración con muestras radiactivas gaseosas. El CIEMAT lo ha considerado como un proyecto a largo plazo.

### 17. Medicina nuclear. Radionucleidos en diagnóstico y en terapia

Las capacidades de calibración en esta zona están cubiertas solamente por el CIEMAT. Por el procedimiento de diseminación usado cabría, mejor, hablar de dar trazabilidad al instrumento básico de los Servicios de Medicina nuclear, que es el activímetro con el concurso de muestras radiactivas patrones o de referencia, contenidas normalmente en un vial, jeringa o cápsula.

El CIEMAT puede abarcar todos los emisores gamma para diagnóstico como,  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{67}\text{Ga}$ ,  $^{201}\text{Tl}$ , etc., los más específicos para tratamiento, esencialmente emisores beta, como  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{89}\text{Sr}$ , etc. Adicionalmente todos los emisores de positrones para el diagnóstico con la Tomografía de Emisión de Positrones (PET), como,  $^{18}\text{F}$ ,  $^{11}\text{C}$ ,  $^{13}\text{N}$  y  $^{15}\text{O}$ .

El proceso de diseminación, o si se quiere el de dar trazabilidad en esta zona, no es tarea sencilla por el número considerable de usuarios y por la dificultad logística de dar trazabilidad a los equipos de medida de los fabricantes y distribuidores de radiofármacos. El CIEMAT ha realizado campañas locales, pero su interés principal sigue en pie que es la calibración de los equipos de medida de los fabricantes.

## CONCLUSIONES

- La metrología resulta imprescindible en el sostén y desarrollo de cualquier actividad científica, experimental y tecnológica y si se trata de la de radiaciones ionizantes en todas y cada una de las áreas de aplicación. Es la base de la calidad.
- El que mide cualquier magnitud física debe acomodarse si no lo hace ya, a expresar de manera completa el resultado de una medición, lo que implica acompañar al valor medido, la cuantía de una incertidumbre.



Sin ella, la medida no tiene sentido al perder la propiedad de ser comparada y constatada.

- c) Para poder expresar y previamente determinar la incertidumbre de una medida, es imprescindible partir de equipos, instrumentos o sistemas de medida calibrados en Laboratorios nacionales y acreditados. En España son tres: el INTE, CND y el CIEMAT.
- d) Se puede asegurar que las capacidades actuales de los Laboratorios de calibración españoles son aceptables pero manifiestamente mejorables en la tarea de establecer otras nuevas.
- e) A finales de 2002, y por primera vez en España, se hizo un balance de las necesidades de calibración españolas(2) que tuvo bastante eco en diferentes Organismos relacionados con la metrología y sus principales usuarios. Transcurridos prácticamente cinco años es cierto que se ha incrementado capacidades en algunas áreas y han surgido planteamientos serios y prometedores de nuevas infraestructuras. Habida cuenta del tiempo que debe emplearse en establecer una nueva capacidad, del trabajo de investigación aplicada que ello conlleva y de la inversión económica y de personal que debe realizarse, a veces nada desdeñable, se puede asegurar que la evolución de la metrología española es positiva.

## AGRADECIMIENTOS

El autor desea agradecer a los que considera auténticos precursores de la metrología de radiaciones ionizantes en España, M.A. Vigón, F. Verdaguer y A. Tanarro, ya desaparecidos los dos primeros, por haberla iniciado y fomentado. El haberla continuado, difundido y acrecentado es mérito de C.E. Granados y X. Ortega. De parte de los que hemos continuado con su labor, nuestro más sincero agradecimiento. Por último, los responsables de la metrología española no pueden olvidar el apoyo continuado del Consejo de Seguridad Nuclear y de los colectivos, y a la vez principales usuarios, de las Sociedades Españolas de Física Médica y de Protección Radiológica. A ellos también nuestro agradecimiento.

## REFERENCIAS

1. UNE: Evaluación de la conformidad. *Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y de calibración*. UNE-EN ISO IEC 17025:2005. 2005-06-15.
2. CSN-SEPR-SEFM. *Necesidades de calibración en el ámbito hospitalario español y en las distintas áreas de aplicación de las radiaciones ionizantes*. Foro sobre protección radiológica en el medio hospitalario. Diciembre 2002.



**MR3**

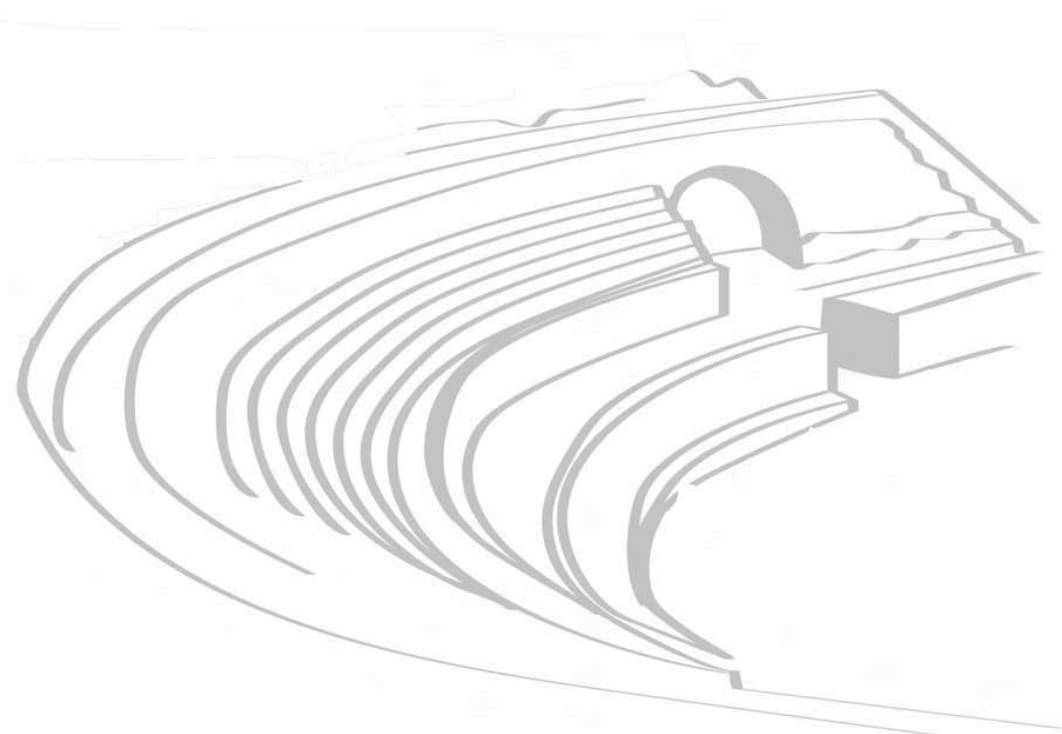
**MESA REDONDA**

**ACTUALIDAD Y FUTURO  
DE LOS LABORATORIOS  
DE CALIBRACION DE RADIACIONES  
IONIZANTES**

**Jueves 20 de septiembre de 2007**

**10:15 - 11:00**

Moderador: **Antonio Brosed** (CIEMAT)





# DISEÑO DEL NUEVO LABORATORIO DE PATRONES NEUTRÓNICOS DEL LABORATORIO DE METROLOGÍA DE LAS RADIACIONES IONIZANTES DEL CIEMAT

R. Méndez

Laboratorio de Metrología de las Radiaciones Ionizantes, CIEMAT

## INTRODUCCIÓN

El proyecto de construcción del Laboratorio de Patrones Neutrónicos surge de la necesidad de contar con un laboratorio de referencia primaria que dé servicio a las instalaciones, cada vez más numerosas, que producen directa o indirectamente neutrones, tal es el caso de toda la industria nuclear pero también de aceleradores médicos<sup>(1,2)</sup> o ciclotrones de producción de radiofármacos<sup>(3,4)</sup>. En la actualidad más del 70% de las instalaciones de radioterapia utilizan aceleradores lineales contabilizando en toda España cerca de 200 unidades.

Además, desde el año 2000, ha comenzado a operar un Laboratorio de Medidas Neutrónicas (LMN) en el Dept. de Ingeniería Nuclear de la ETSII de la Universidad Politécnica de Madrid<sup>(5)</sup>, pero teniendo que trazarse a laboratorios extranjeros, al no existir por el momento una referencia primaria en nuestro país.

Por consiguiente, a la vista de las necesidades acumuladas en materia de calibraciones neutrónicas en los campos médicos, y en las instalaciones nucleares y del ciclo de combustible, se hace necesario que el LMRI, en su responsabilidad de Laboratorio de Patrones Nacionales (según R.D. 533/1996, BOE nº 77) establezca un Laboratorio de Patrones Neutrónicos que dé soporte a las actividades mencionadas a nivel nacional, así como a los proyectos emergentes en el propio CIEMAT y en otras instituciones nacionales. Para hacer frente a tal proyecto el CIEMAT cuenta con el apoyo del CSN, en virtud de un *Acuerdo de Colaboración para el establecimiento de un Sistema de Metrología Neutrónica en España, y con la colaboración de la UPM a través de Acuerdo Específico entre el CIEMAT y la UPM de Madrid para la mejora del Laboratorio de Medidas Neutrónicas del Departamento de Ingeniería Nuclear y su operación como Laboratorio Secundario de Calibración Neutrónica.*

El proyecto de diseño y construcción del nuevo LPN contempla además la reforma de uno de los edificios del CIEMAT para trasladar a su interior algunas de las

instalaciones actuales del LMRI, además de las nuevas del Laboratorio de Patrones de Braquiterapia, y el nuevo Laboratorio de Medidas Neutrónicas perteneciente a la Unidad de Innovación Nuclear del CIEMAT y que contará con un generador compacto de neutrones de D-T capaz de producir tasas de hasta  $10^{10}$  n/s.

## CALIBRACIÓN DE FUENTES NEUTRÓNICAS

La calibración de fuentes neutrónicas tendrá lugar mediante la técnica del Baño de Manganeseo<sup>(5)</sup>. Para ello se contará con una sala de dimensiones 3m x 5m que albergará la esfera de 1m de diámetro con la solución de  $\text{SO}_4\text{Mn}$ , así como el sistema de detección con el INA.

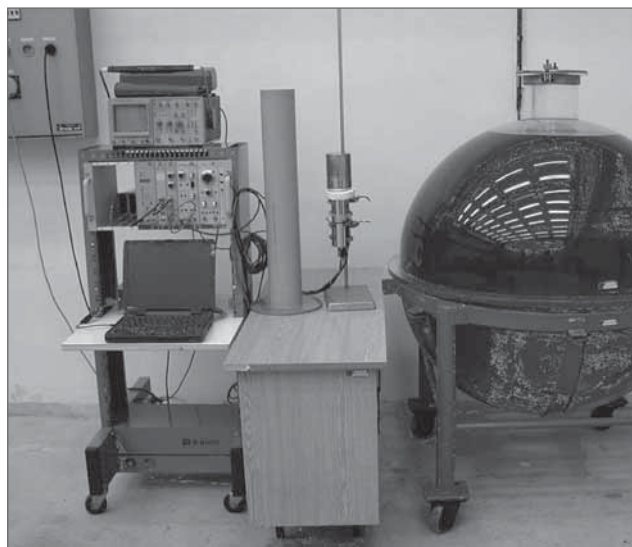


Fig. 1 Baño de Mn del Cech Metrology Institute.

Este método se basa en la inmersión de la fuente a calibrar en una solución de  $\text{MnSO}_4$  prácticamente saturada que activa el  $^{55}\text{Mn}$ :



La medida de la actividad específica en el equilibrio,  $A_m$ , mediante un detector de INa(Tl) por ejemplo, permite determinar la tasa de emisión neutrónica de la fuente,  $B$ :

$$B = \frac{A_m M}{f(1-\delta)}$$

donde  $f$  representa la fracción de neutrones capturados por el Mn sobre aquellos capturados por otros nucleidos,  $M$  es la masa total, y  $\delta$  es un factor de corrección que incluye las interacciones con otros elementos del baño de Mn.

El diseño de baño de Mn se basará en el modelo estático del CMI, *Fig. 1*, que comprende una esfera de PMMA de 1m de diámetro y que permitirá calibrar fuentes neutrónicas de  $^{241}\text{Am}$ -Be de hasta  $1.85 \cdot 10^{11}$  Bq y de  $^{252}\text{Cf}$  de hasta 1mg. En la actualidad se trabaja en el diseño del baño, para lo cual se está simulando bajo diferentes condiciones de densidad, dimensiones y materiales para las fuentes de  $^{252}\text{Cf}$  y de  $^{241}\text{Am}$ -Be. El porcentaje de neutrones que escapan de la esfera de 1m de diámetro oscila entre el 0.1 y el 1% de los emitidos, dependiendo de la fuente considerada y la mayor parte de la dosis equivalente ambiental en el exterior de la esfera es debida a los gammas de captura. Se esta colaborando a nivel internacional dentro del grupo EURADOS en el Coordinated Network for Radiation Dosimetry, CONRAD, Work Package 4: *Uncertainty Assessment in Computational Dosimetry*, dentro del problema P5 que hace referencia al Baño de Mn.

## CALIBRACIÓN DE MONITORES Y DOSÍMETROS NEUTRÓNICOS

La calibración de monitores neutrónicos tendrá lugar en el Laboratorio de Patrones Neutrónicos, una sala de dimensiones 8m x 8m x 8m con el fin de reducir el porcentaje de los neutrones retrodispersados.

Para la calibración de monitores de área, la norma ISO-8529<sup>(8)</sup> establece que la magnitud a medir ha de ser la dosis equivalente ambiental. La distancia fuente-detector debe ser la suficiente para que el haz neutrónico sea razonablemente paralelo y el aumento en la lectura del instrumento debido a la contribución de los neutrones retrodispersados por las paredes, suelo y techo en ningún caso debe superar el 40% de la lectura sin esta contribución. Es por esto que las dimensiones de la sala del LPN serán de 8m x 8m x 8m y se está estudiando igualmente el porcentaje de retrodispersos en diferentes puntos de medida.

Una de las técnicas empleadas para determinar la contribución de neutrones retrodispersados se basa en el empleo de conos de sombra que, interpuestos entre la fuente y el detector, permiten apantallar la radiación directa para determinar exclusivamente la retrodispersada. En este sentido el LPN está diseñando tres conos de sombra de diferentes dimensiones constituidos por una parte de Fe y otra de polietileno.

La norma también establece que la instalación debe ser capaz de proporcionar una variación en la tasa de dosis de más de tres órdenes de magnitud (por ejemplo desde 1 $\mu$ Sv/h hasta 10mSv/h). Como esta condición no se puede cumplir únicamente variando la distancia el LPN contará con varias fuentes neutrónicas de referencia con diferentes tasas de emisión.

Así, el LPN dispondrá de fuentes neutrónicas de  $^{241}\text{Am}$ -Be (hasta  $1,11 \cdot 10^7 = 1.85 \cdot 10^{11}$  Bq y  $\bar{E} = 4,16$  MeV) con una y  $^{252}\text{Cf}$  (hasta  $2,3 \cdot 10^9$  n/s = 1mg y  $\bar{E} = 2,13$  MeV) calibradas mediante el método primario del baño de Mn<sup>(6)</sup>. También contará con una fuente de  $^{252}\text{Cf}$  moderada por  $\text{D}_2\text{O}$  ( $\bar{E} = 0,55$  MeV).

Las fuentes neutrónicas se situarán a 4m de altura en el centro geométrico de la sala y los detectores a calibrar se situarán sobre una bancada.

En esta instalación se contará con los siguientes equipos propios:

- Monitor neutrónico del tipo contador proporcional de  $^3\text{He}$ , modelo LB6411, calibrado en el PTB (Alemania).
- Monitor neutrónico del tipo contador proporcional de  $\text{BF}_3$ , modelo Studsvik (aún por adquirir).
- Sistema de espectrometría mediante un conjunto de 12 esferas de Bonner con 2 detectores esféricos de  $^3\text{He}$  del tipo SP9. Modelo Centronic que serán calibradas en el PTB (Alemania).
- Progresivamente se irán incorporando nuevos detectores neutrónicos basados en protones de retroceso.
- Para la calibración de dosímetros personales se diseñará un maniquí ISO de agua con dimensiones exteriores de 30cm x 30cm x 15cm y paredes de PMMA, siendo la frontal de 2,5mm de espesor y las restantes de 10mm. La magnitud a calibrar será la dosis equivalente personal Hp(10).

Actualmente se trabaja en el diseño de los blindajes apropiados para instalación.

## SISTEMAS DE TRANSPORTE Y MANIPULACIÓN DE FUENTES NEUTRÓNICAS

Otro de los aspectos en los que se trabaja es en el

diseño de un sistema de transporte y manipulación de las fuentes neutrónicas. Se han realizado diversas visitas a otros laboratorios de Metrología Neutrónica europeos, para aprovechar su experiencia y en la mayoría de los mismos se emplean sistemas manuales de manipulación de fuentes mediante celdas calientes y pinzas o sistemas de poleas. En el nuevo LPN se empleará un sistema automatizado para la manipulación de las fuentes median-

te brazos y manipuladores robotizados, y un sistema de transporte subterráneo para desplazar la fuente desde su emplazamiento en el almacén de fuentes neutrónicas hasta los puntos de irradiación, en la sala del LPN o de calibración, en la sala del Baño de Mn.

(Este trabajo forma parte del desarrollo del Acuerdo CSN-CIEMAT para el establecimiento de un Sistema de Metrología Neutrónica en España)

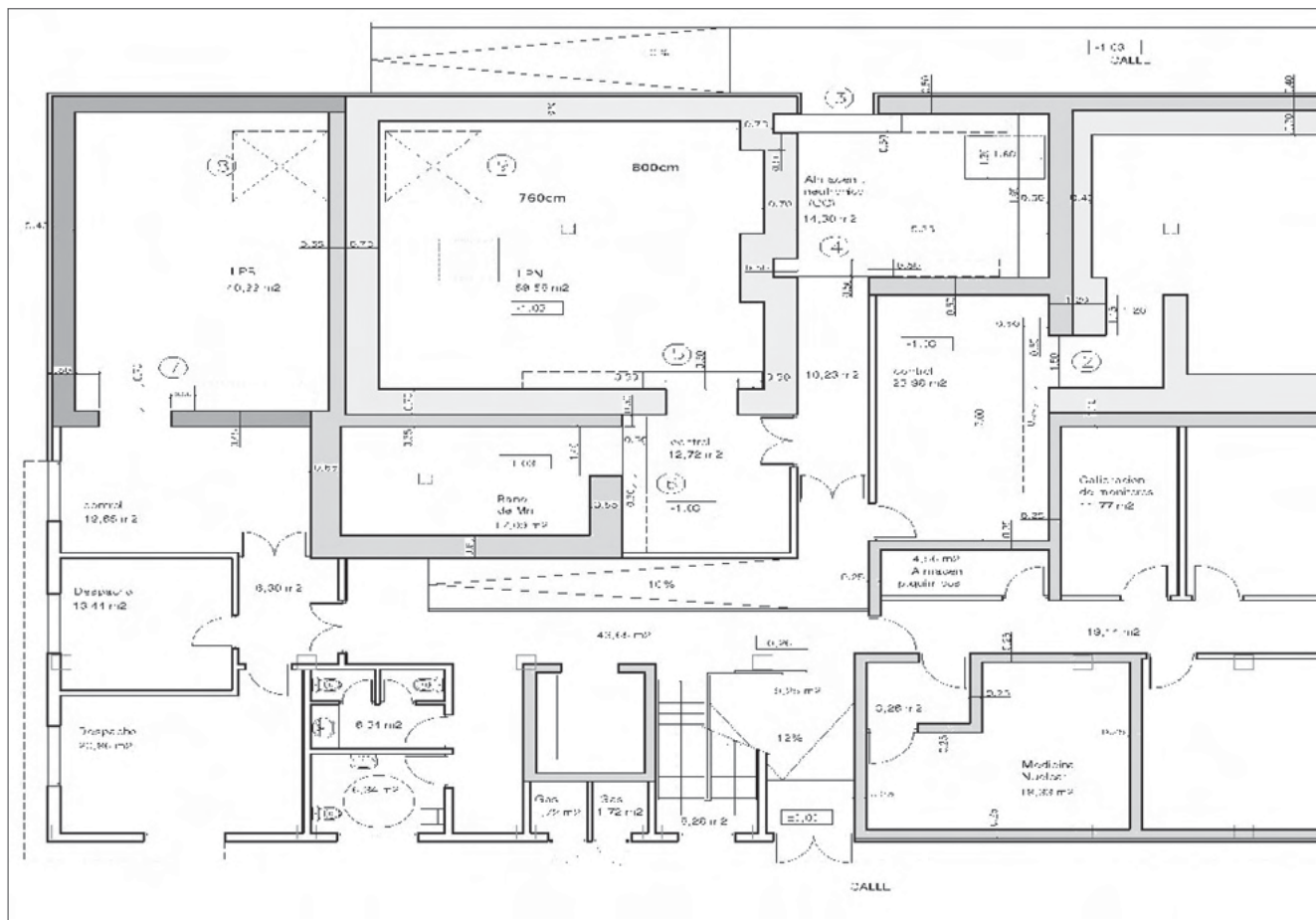


Fig. 2 Distribución de las salas en la planta baja del edificio E20. De izquierda a derecha LPB, LPN, almacén de fuentes neutrónicas y LMN. Junto al LPN está el Baño de Mn y su sala de control, y junto al LMN su sala de control.

## REFERENCIAS

1. Barquero, R., Méndez, R., Íñiguez, M.P., Vega-Carrillo H.R., Edwards, T.M. *Neutron spectra and dosimetric features around an 18MV linac accelerator*. Health Phys. 2005 88(1): 48-58.
2. Méndez, R., Barquero, R., Íñiguez, M.P., Martí-Climent, J.M., Vega-Carrillo, H.R. *Study of the neutron field in the vicinity of an unshielded PET cyclotron*. Phys. in Medicine and Biol. 2005 50: 5141-5151.
3. Barquero, R., Méndez, R., Fernández, F., Martí-Climent, J.M., Quincoces, G. *Monte Carlo neutron doses estimations inside a PET cyclotron vault room*. NEUDOS 10 (2006) Uppsala, Sweden
4. Fernández, F., Amgarou, K., Martí-Climent, J.M Domingo, C., Quincoces, G., Méndez, R., Barquero, R. *Neutron spectrometry in a PET cyclotron by means of Bonner sphere system*, NEUDOS 10 (2006) Uppsala, Sweden.



5. Gallego, E., Lorente, A., Martín-Fuentes, F., Mínguez, E., Pérez, F., Sánchez, J., Tóre, C. *Diseño y caracterización de un Laboratorio para Dosimetría Neutrónica*. Radioprot. 2002 32 (IX).
6. Méndez, R. *Diseño de un baño de manganeso para la calibración de fuentes neutrónicas en el Laboratorio de Patrones Neutrónicos del LMRI del CIEMAT*. XVI Congreso Nacional de Física Médica (2007) Granada, España.
7. Méndez, R. *Estudio de blindajes para el nuevo Laboratorio de Patrones Neutrónicos del LMRI del CIEMAT*. Contribución a este mismo congreso.
8. Axton, E. J., Cross, P., Robertson, J. C., *Calibration of the NPL Standard Ra-Be Photoneutron Sources by Improved Manganese Sulphate Bath Technique*. J. Nucl. Energy A/B, 1965 19: 409 - 422.
9. ISO 8529, 1989. *Neutron reference radiations for calibrating neutron-measuring devices used for radiation protection purposes and for determining their response as a function of neutron energy*, International Organization of Standardization, Geneva, Switzerland.
10. Briesmeister J. F., ed., *MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, version 4B* Los Alamos National Laboratory report LA-13709-M (2000).
11. Laurie, S., Waters, ed., *MCNPX User's Manual, version 2.5.0* Los Alamos National Laboratory report LA-CP-05-0369 (2005).



MR3 2

## LA METROLOGÍA EN EL ÁMBITO DE LA MEDICINA NUCLEAR

E. García-Toraño

Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes, CIEMAT

### INTRODUCCIÓN

La medicina nuclear es uno de los campos a los que la metrología de radiaciones ionizantes ha prestado una mayor atención durante los últimos años. El estudio de los modos óptimos de calibración de los nucleidos que forman parte de los radiofármacos más utilizados ha requerido un gran esfuerzo por parte de los laboratorios nacionales de metrología de todo el mundo y ha dado lugar a un número considerable de artículos y comunicaciones a congresos científicos.

El instrumento básico que se utiliza en los servicios de medicina nuclear para medir la actividad de los radiofármacos es el activímetro, también conocido como calibrador de dosis o calibrador de radionucleidos. La calibración de este equipo implica la necesidad de disponer de patrones fiables, establecer procedimientos de medida claros y adaptados a las necesidades de los servicios de medicina nuclear y caracterizar la respuesta de

los equipos a los tipos de radiofármacos y contenedores más utilizados. Las recomendaciones y requerimientos nacionales e internacionales que se refieren al control de calidad de estos equipos son bien conocidos<sup>(1,2)</sup>.

### PATRONES NACIONALES

En España, el Patrón Nacional de Actividad del Becquerel, la unidad de Actividad, es conservado, mantenido y custodiado, bajo la supervisión y coordinación del Centro Español de Metrología, por el Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes (LMRI) del Centro de Investigaciones Energéticas Ambientales y Tecnológicas (CIEMAT). En el campo de las medidas de Actividad, un patrón puede ser de dos tipos:

- a) Una realización física de la unidad correspondiente, como por ejemplo una muestra radiactiva con actividad bien determinada.
- b) Un instrumento de medida capaz de determinar el

valor de una magnitud con incertidumbre suficiente.

El LMRI dispone de diversos patrones adecuados a los distintos modos de desintegración radiactiva existentes. Los nucleidos que se utilizan más habitualmente en radiofármacos son emisores beta, o beta-gamma en cualquiera de sus variantes: emisores de negatrones, emisores de positrones, emisores de captura electrónica y emisores beta puros, utilizándose estos últimos fundamentalmente en aplicaciones de terapia.

Los patrones nacionales existentes en el LMRI cuyo campo de aplicación es adecuado a estos emisores son:

- 1) Un contador de coincidencia para radiación beta-gamma y
- 2) Un contador de centelleo líquido para radiación beta.

1.- El método de medida en coincidencia puede aplicarse siempre que la emisión beta a un nivel del nucleido hijo vaya seguida de emisión de fotones de desexcitación de ese nivel. Consiste en registrar en detectores separados la tasa de detección de partículas beta, y la de fotones. Un dispositivo electrónico permite registrar aquellos sucesos que dan lugar a la detección simultánea en ambos detectores. A partir de las tasas de recuento de los dos detectores y de la tasa de coincidencias puede determinarse la eficiencia de recuento y por lo tanto la actividad de la muestra. El patrón nacional del LMRI utiliza un contador proporcional de gas en la vía beta y un detector de centelleo de NaI en la vía gamma. El método es absoluto y permite obtener incertidumbres muy bajas, del orden del 0,1 a 0,3%. Este método puede utilizarse también para emisores de captura y de positrones.

2.- En las medidas por centelleo líquido, la muestra radiactiva se disuelve en una mezcla de disolvente y centelleador y se introduce en un vial de vidrio o plástico en el interior del contador de centelleo que dispone de dos tubos fotomultiplicadores que trabajan en coincidencia para minimizar el ruido electrónico. La eficiencia de recuento se calcula mediante el procedimiento conocido como CIEMAT-NIST que incluye una combinación de cálculos teóricos (los espectros de Fermi de tritio y del nucleido considerado y sus eficiencias teóricas de detección) y medidas de una muestra calibrada de tritio y de la muestra problema. Está considerado en la actualidad como el método más preciso existente para la calibración de emisores beta puros.

Por exigencias debidas a su carácter de Laboratorio Nacional y para mantener y mejorar sus capacidades de medida, el LMRI participa sistemáticamente en comparaciones con los laboratorios nacionales de otros países,

sean éstas organizadas por organismos internacionales como el Buró Internacional de Pesas y Medidas (BIPM), por organizaciones regionales de metrología como EURAMET o bien por medio de comparaciones bilaterales. Durante los últimos años, el LMRI ha participado en comparaciones internacionales con medidas de  $^{125}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{192}\text{Ir}$ ,  $^{67}\text{Ga}$ ,  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{22}\text{Na}$  y  $^{18}\text{F}$ , entre otros nucleidos, y los valores aportados han contribuido a la definición de los llamados “valores clave” de referencia internacional para la actividad de dichos nucleidos.

Mediante los patrones mencionados, así como algunos otros patrones de transferencia existentes en el LMRI y que no se detallarán aquí, pueden prepararse muestras radiactivas certificadas que permitan calibrar los equipos de medida que son utilizados directamente por los usuarios, es decir los activímetros.

### ACTIVÍMETROS: EL PROTOCOLO DE CALIBRACIÓN

El modelo básico de activímetro consiste en una cámara de ionización de tipo pozo con gas a alta presión, en cuyo interior se introduce la muestra radiactiva que hay que medir, contenida normalmente en un vial, una jeringa o una cápsula. Cuando se establece una diferencia de potencial entre los electrodos de la cámara, la corriente iónica producida al paso de la radiación es, en primera aproximación y para un nucleido determinado, proporcional a la actividad de la fuente radiactiva. Mediante un dispositivo electrónico puede conseguirse que la cámara indique directamente en el visor el valor de la actividad.

La calibración inicial de los activímetros es realizada por el fabricante, el cual determina la respuesta del equipo para una serie de nucleidos tipo y aplica factores de corrección previamente determinados para estimar la respuesta para los demás. Si la calibración se realiza siguiendo un procedimiento aprobado y utilizando fuentes trazables a patrones de actividad adecuados, el activímetro puede entregarse con un certificado de calibración, aunque en todo caso es necesario proceder a su recalibración periódicamente. Hay que hacer notar que los factores de calibración corresponden a un conjunto de condiciones de medida que incluyen, entre otras varias, el nucleido y contenedor utilizados, ya que la respuesta de los activímetros depende del tipo del contenedor de la muestra, las dimensiones y el material de que está construido y su posición en el interior del activímetro. Especialmente para los emisores gamma de baja energía, pequeñas desviaciones en esas condiciones pueden dar lugar a grandes variaciones en la respuesta del activímetro.



tro para un mismo valor de la actividad, o lo que es lo mismo requerirán un factor de calibración propio.

A finales del año 2001, el LMRI realizó una campaña de verificación de activímetros en el ámbito de la Comunidad Autónoma de Madrid<sup>(3)</sup>, con la participación de 24 servicios de Medicina Nuclear. Se envió a los participantes un conjunto de 3 muestras de  $^{99m}\text{Tc}$  y  $^{131}\text{I}$  previamente calibradas por el LMRI. Para la calibración se utilizó un activímetro del LMRI como patrón de transferencia.

En la jornada de presentación y discusión de resultados, se identificó la necesidad de disponer de un protocolo para la calibración y uso de activímetros que sirviera de base para poder establecer la trazabilidad de los usuarios finales, empresas de distribución y posibles laboratorios acreditados. Por ello, en el año 2002 se constituyó un grupo de trabajo formado por representantes del Laboratorio Nacional de Metrología de Radiaciones Ionizantes del CIEMAT, la Sociedad Española de Medicina Nuclear, la Sociedad Española de Física Médica, la Sociedad Española de Protección Radiológica y la Sociedad Española de Radiofarmacia. Este grupo ha publicado un "Protocolo para la calibración y el uso de activímetros"<sup>(4)</sup> (en adelante, el Protocolo) que se distribuye a través de las sociedades antes mencionadas y que incluye una hoja de cálculo para facilitar su aplicación. El protocolo y la hoja pueden obtenerse también en el portal de radiaciones ionizantes del CIEMAT ([www.ionizantes.ciemat.es](http://www.ionizantes.ciemat.es)).

El parámetro básico para caracterizar la respuesta de un activímetro es el factor de calibración, definido como la relación entre el valor de referencia para una fuente cuya actividad se conoce y el valor indicado por el activímetro. Pequeños cambios en la configuración del equipo o la muestra pueden dar lugar a grandes variaciones en la respuesta del activímetro por lo que requerirán un factor de calibración propio. El Protocolo introduce el concepto de factor de geometría para una descripción completa de la respuesta de un equipo ante variaciones de la configuración en la medida de un radiofármaco determinado. A este respecto hay que hacer notar que, para algunos nucleidos como  $^{123}\text{I}$ , las diferencias en la respuesta de los equipos dependiendo del contenedor, pueden llegar en algunos casos al 70%.

El Protocolo constituye una herramienta útil para el cumplimiento de los requisitos que establece el Anexo II del R.D de Criterios de Calidad en Medicina Nuclear<sup>2</sup> y que son: la comprobación trimestral del equipo, comparando las lecturas correspondientes de una fuente patrón con el valor certificado de su actividad y la com-

probación de la estabilidad mediante una prueba diaria con una fuente radiactiva.

## CALIBRACIÓN DE LOS ACTIVÍMETROS

Aunque existen otras alternativas, en opinión del LMRI la forma óptima de calibrar un activímetro es hacerlo bajo las condiciones más cercanas que sea posible a las de utilización habitual. Esto significa utilizar fuentes calibradas de los radionucleidos más usados (ej:  $^{99m}\text{Tc}$ ,  $^{131}\text{I}$ ) y en geometrías próximas a las reales (viales, jeringas, etc.). En general, no es posible el transporte de los equipos al LMRI para su calibración, por lo que el problema básico de la calibración de activímetros es hacer llegar a los usuarios, o personal que realiza las calibraciones, las muestras certificadas necesarias, de manera que siguiendo las instrucciones contenidas en el Protocolo pueda realizarse la calibración "in situ".

Mientras que el uso de muestras de radionucleidos de periodos relativamente largos, como por ejemplo  $^{57}\text{Co}$ , no plantea dificultades especiales, no es fácil disponer de fuentes certificadas de nucleidos de vida corta en la forma y el momento que el usuario necesita. Esto es particularmente cierto para los emisores de positrones como  $^{18}\text{F}$ , cuya producción está, por el momento, restringida a unos pocos lugares.

Hasta este momento no se han realizado campañas de calibración de activímetros en España, aunque sí se han calibrado por el LMRI algunos equipos, generalmente como parte de estudios piloto. Sin embargo, tanto la campaña de evaluación realizada en Madrid años atrás, como una mucho más reciente centrada en el estudio de la respuesta al nucleido  $^{123}\text{I}$  (puede encontrarse información actualizada en [www.ionizantes.ciemat.es](http://www.ionizantes.ciemat.es)) permiten diseñar las posibles alternativas. Estas son las siguientes:

- 1) La calibración de los activímetros o equipos de medida de los suministradores de radiofármacos y la participación por parte de los suministradores en programas de acreditación de trazabilidad frente al LMRI que les permitan la certificación de las fuentes radiactivas.
- 2) El traslado temporal de equipos del LMRI a las instalaciones de los suministradores de radiofármacos para campañas específicas de calibración de manera que pueda calibrarse un conjunto de muestras que serán enviadas a los usuarios.
- 3) En cualquiera de los casos anteriores, las muestras certificadas permitirían al usuario realizar la calibración de sus equipos, aunque para que el LMRI pueda emitir una certificación, la calibración realizada así



debería comprobarse posteriormente mediante el envío de una muestra ciega.

4) Finalmente, el servicio completo de calibración podría realizarlo una empresa tras el acuerdo correspondiente con el LMRI para garantizar la trazabilidad de sus medidas.

## REFERENCIAS

1. Real Decreto 1841/1997 de 5 de Diciembre por el que se establecen los criterios de calidad en Medicina Nuclear.
2. International Atomic Energy, "Quality assurance for radioactivity measurement in nuclear medicine", Technical Reports Series nº 454, Viena, 2006.
3. García-Toraño, E., Roteta, M., Los Arcos, J.M. "Resultados de la I Campaña de Evaluación de la Trazabilidad de Activímetros de los Servicios de Medicina Nuclear en la Comunidad Autónoma de Madrid", Informe técnico CIEMAT nº 987, Madrid, 2002.
4. CIEMAT, SEFM, SEMN, SEPR, SERFA, "Protocolo para la Calibración y el Uso de Activímetros", Editorial Ciemat, Madrid (2003).



MR3 3

# LABORATORIO DE METROLOGÍA DE RADIACIONES IONIZANTES DEL CENTRO NACIONAL DE DOSIMETRÍA: PRESENTE Y FUTURO

F. Roig, A. Gómez, N. Llorca, V. Mestre, J. Alabau, A. Gallego, A. Soriano

Centro Nacional de Dosimetría. Valencia

## ACTIVIDADES DEL LABORATORIO

El laboratorio realiza la calibración de instrumentos de medida de radiaciones ionizantes, así como la irradiación de detectores pasivos (DTL, semiconductor, etc) a dosis determinadas, en los niveles de protección y diagnóstico.

## MAGNITUDES RADIOLOGICAS

### a) Calibración de instrumentos

El laboratorio puede calibrar los instrumentos para las siguientes magnitudes :

- Exposición
- Kerma en aire en el seno del aire
- Dosis absorbida en aire en el seno del aire
- Dosis absorbida en agua en el seno del aire
- Dosis absorbida en tejido ICRU en el seno del aire
- Dosis Equivalente Ambiental a una profundidad de 10 mm,  $H^*(10)$
- Dosis Equivalente Direccional a una profundidad de 0,07 mm,  $H'(0,07)$
- Dosis Equivalente Personal Profunda,  $H_p(10)$  y Superficial  $H_p(0,07)$

y sus correspondientes tasas.

### b) Irradiación de detectores pasivos

El laboratorio puede impartir dosis determinadas a los siguientes tipos de dosímetros personales

- Dosímetros de tronco, para la determinación de las magnitudes
  - Dosis Equivalente Personal Profunda,  $H_p(10)$
  - Dosis Equivalente Personal Superficial,  $H_p(0,07)$
- Dosímetros de extremidades, para la determinación de la magnitud
  - Dosis Equivalente Personal Superficial,  $H_p(0,07)$
- Dosímetros de dedos, para la determinación de la magnitud
  - Dosis Equivalente Personal Superficial,  $H_p(0,07)$

## RADIACIONES DISPONIBLES EN LA ACTUALIDAD

El laboratorio dispone de un equipo de rayos-X marca Philips, de potencial constante, con una tensión máxima de 320 kV y una potencia de 1,6 kW. En las Tablas 1a a 1d se especifican las calidades de radiación disponibles en el laboratorio. Las calidades de las Tablas 1a y 1b corresponden respectivamente a las Series de Espectro Es-



trecho y de Espectro Ancho, definidas en la norma ISO 4037<sup>(1)</sup> y las de las Tablas 1c y 1d han sido definidas en el laboratorio PTB (Physikalisch Technische Bundesanstalt), que es el laboratorio primario en el que se calibran nuestras cámaras de referencia.

Tabla 1a. Serie ISO/4037 Espectro Estrecho

Código Calidad	Tens. (kV)	E <sub>media</sub> (keV)	1° CHR (mm Cu)	2° CHR (mm Cu)
N- 40	40	33	0,0866	0,0897
N- 60	60	48	0,2345	0,2596
N- 80	80	65	0,5776	0,619
N-100	100	83	1,114	1,178
N-120	120	100	1,734	1,769
N-150	150	118	2,412	2,541
N-200	200	164	4,106	4,189
N-250	250	208	5,335	5,367
N-300	300	250	6,28	6,29

Tabla 1b. Serie ISO/4037 Espectro Ancho

Código Calidad	Tens. (KV)	E <sub>media</sub> (keV)	1° CHR (mm Cu)	2° CHR (mm Cu)
W- 60	60	45	0,1830	0,2130
W- 80	80	57	0,3488	0,4331
W-110	110	79	0,946	1,102
W-150	150	104	1,882	2,141
W-200	200	137	3,156	3,408
W-250	250	173	4,339	4,529
W-300	300	208	5,270	5,395

Tabla 1c. Serie Baja Energía

Código Calidad	Tens. (KV)	E <sub>media</sub> (keV)	1° CHR (mm Al)	2° CHR (mm Al)
N- 30	30	24	1,141	1,257
B- 30	30	23	0,853	1,002
B- 40	40	30	1,775	2,082

Tabla 1d. Serie Diagnóstico

Código Calidad	Tens. (KV)	E <sub>media</sub> (keV)	1° CHR (mm Al)	2° CHR (mm Al)
D- 40	40	28	1,465	1,795
D- 50	50	32	1,846	2,417
D- 60	60	36	2,179	3,015
D- 70	70	39	2,381	3,467
D- 80	80	43	2,811	4,203
D- 90	90	46	3,084	4,777
D-100	100	49	3,468	5,466
D-120	120	54	4,337	6,89
D-150	148	65	5,143	8,28

### TRAZABILIDAD

El equipo de referencia del laboratorio para la medida de radiaciones ionizantes es un electrómetro Ionex Dosemaster 2590, con una cámara de ionización NE 2530/1C. Este equipo se calibra periódicamente en el PTB donde se encuentra el laboratorio primario alemán para la medida de radiaciones ionizantes.

Los instrumentos de medida de presión y temperatura, utilizados para la corrección de las medidas de radiación, se calibran en laboratorios españoles debidamente acreditados por ENAC (Entidad Nacional de Acreditación).

### ACREDITACIÓN

El laboratorio está acreditado por ENAC de forma ininterrumpida desde Junio de 1996, con acreditación nº 58/LC085, según criterios recogidos en la norma UNE-EN ISO/IEC 17025<sup>(2)</sup>.

El laboratorio es auditado periódicamente por ENAC para mantener la acreditación. Además está sometido a un régimen de auditorías internas, según se recoge en su Manual de Calidad<sup>(3)</sup>.

### INTERCOMPARACIONES

Con el fin de garantizar la calidad de sus medidas, además de las verificaciones y calibraciones externas e internas de sus instrumentos, el laboratorio se somete con periodicidad anual a un proceso de intercomparación con otros laboratorios europeos de características similares. Dicho proceso consiste en la calibración de uno o varios instrumentos, para distintas calidades de

radiación, por los laboratorios participantes con el fin de averiguar si sus resultados son compatibles (iguales dentro del margen de las incertidumbres).

En la Tabla 2 se resumen las intercomparaciones realizadas durante los últimos años. En todas ellas los resultados han sido satisfactorios.

Tabla 2. Intercomparaciones

Año	Laboratorios <sup>(*)</sup>	Instrumentos	Calidades
2006	DRMS SCK	Mk2.3	ISO Estrecho
2005	SIT	20X5-180 Eurisys	ISO Estrecho ISO Ancho
2004	CIEMATI RSN INTE	20X5-180	ISO Estrecho Diagnóstico
2002	PTW	20X5-180	ISO Estrecho
1999	SIT	20X5-180	ISO Estrecho ISO Ancho
1999	INTE	20X5-180	ISO Estrecho Diagnóstico
1997	INTE	20X5-180	ISO Estrecho Diagnóstico

- (\*)DRMS: *Dosimetry and Radiological Metrology Service. Aldermaston (Inglaterra)*  
 SCK: *Studiecentrum voor Kernenergie. Mol (Bélgica)*  
 SIT: *Centro Taratura. Politécnico Milano (Italia).*  
 CIEMAT: *Centro Investigaciones Energéticas y Medio ambientales. Madrid (España)*  
 IRSN: *Institut de Radioprotection et de Sureté Nucleaire. Fontenay-aux-Roses (Francia).*  
 NTE: *Instituto de Técnicas Energéticas. Universidad Politécnica de Cataluña. Barcelona (España).*  
 PTW: *Physikalisch-Technische Werkstätten. Freiburg (Alemania).*

### PROYECTO: CALIBRACIÓN PARA MAMOGRAFÍA

En el laboratorio va a instalarse un nuevo banco de calibración destinado a calibrar instrumentos utilizados para medir la radiación emitida por equipos de mamografía.

Tabla 3. Historial de actividades

Año	Calibraciones (Factores)	Irradiaciones
2006	196 (393)	392
2005	198 (407)	465
2004	186 (406)	388
2003	126 (351)	376
2002	91 (239)	372
2001	83 (234)	255
2000	57 (147)	334

Se usará como fuente de radiación un equipo de rayos X con un generador Yxlon MG103 de 100 kV de tensión máxima y una potencia de 4,5 kW y un tubo con ánodo de Mo PANalytical PW2185/100.

Mediante la elección de la tensión del tubo y la interposición de un filtro de Mo se reproducirá la serie de calidades de radiación MV definida por el PTB, que se muestra en las Tabla 4.

Tabla 4. Calidades MV (PTB)

Nombre PTB	Tensión	Filtración total	1° CHR
	kV	mm Mo	mm Al
MV 20	20	0,03	0,224
MV 25	25	0,03	0,282
MV 28	28	0,03	0,317
MV 30	30	0,03	0,337
MV 35	35	0,03	0,374
MV 40	40	0,03	0,403
MV 50	50	0,03	0,440

### REFERENCIAS

1. ISO: *International Standard ISO 4037-1; X and reference radiations for calibrating dosimeters and dose ratemeters and for determining their response as a function of photon energy.* ISO 4037-1:1996. Primera edición 1996-12-15.
2. UNE: *Evaluación de la conformidad. Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y de calibración.* UNE-EN ISO/IEC 17025 : 2005. 2005-06-15.
3. Llorca, N., Roig, F. *Manual de Calidad. Centro Nacional de Dosimetría.* Revisión nº 16. Noviembre 2006.





# ACTIVIDADES METROLÓGICAS DEL LABORATORIO DE CALIBRACIÓN Y DOSIMETRÍA DE LA UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE CATALUNYA

M. Ginjaume, X. Ortega, M. Roig, A. Toll

*Instituto de Técnicas Energéticas, Universidad Politécnica de Catalunya (UPC), Barcelona*

## INTRODUCCIÓN

El Instituto de Técnicas Energéticas (INTE) es un Instituto Universitario de la Universidad Politécnica de Catalunya (UPC) cuyas actividades han estado centradas principalmente en el ámbito de la utilización de las radiaciones ionizantes, el estudio de sus riesgos y el impacto ambiental de las mismas. Desde 1985 ha impulsado la puesta a punto y desarrollo de diversos laboratorios de calibración y ensayo en el área de las radiaciones ionizantes, en los que se han ido implantado las correspondientes políticas de calidad.

En el campo de la metrología de las radiaciones ionizantes en 1985, se inicia el montaje y puesta a punto del, actualmente denominado, Laboratorio de Calibración y Dosimetría, LCD. En el año 1987, se califica y clasifica como Laboratorio de Calibración nº 23, del Sistema de Calibración Industrial (SCI), obteniendo así su primer reconocimiento oficial. Más tarde, en 1992, con la aplicación de la norma EN 45001<sup>(1)</sup>, el INTE elabora un primer Manual de Calidad y consiguiente Manual de procedimientos técnicos y administrativos del Laboratorio de calibración y dosimetría (LCD). La creación de la Entidad Nacional de Acreditación (ENAC) significó un paso cualitativo notable en el aseguramiento de la calidad y en particular en el régimen de Acreditación de los Laboratorios de calibración y de ensayos. Así, en 1998, el LCD obtiene la acreditación de ENAC como Laboratorio de calibración. En el año 2001 se renueva la acreditación, en ese caso en base a la norma ISO 17025<sup>(2)</sup>, que además de garantizar la competencia técnica del laboratorio como ya establecía la norma EN45001 asegura la implantación de un sistema de gestión de la calidad, equivalente a los requisitos contemplados en la norma ISO 9001<sup>(3)</sup>.

A lo largo de estos 20 años, el laboratorio ha ampliado sus capacidades de calibración para poder cubrir las distintas necesidades que han surgido a los usuarios de las radiaciones.

En este trabajo se presenta en primer lugar la relación de calidades de radiación disponibles y la correspondiente capacidad óptima de medida para las mismas. Seguidamente se presenta un resumen de las principales actividades que se llevan a cabo en el laboratorio de calibración y la evolución del número de solicitudes y de los tipos de calibración efectuadas y finalmente se resaltan los retos que se pretende abordar en los próximos cuatro años.

## INSTALACIÓN Y EQUIPOS

El ámbito de aplicación del laboratorio ha sido fundamentalmente el de la protección radiológica. Para este campo, el laboratorio dispone de haces gamma de <sup>137</sup>Cs y <sup>60</sup>Co caracterizados en términos de kerma en aire. Dichos haces se calibran mediante la cámara patrón secundaria NE 2575 y el electrómetro NE 2590 y para los haces menos intensos mediante la cámara patrón LS-10 y el electrómetro Keithley 640. Así mismo se dispone de un equipo generador de rayos X de potencial constante, de la marca Rich-Seifert, con tensión máxima de 320 kV, mediante el cual se reproducen los haces correspondientes a la serie ISO de espectro estrecho<sup>(4)</sup>.

Para las calibraciones con haces beta se utiliza un patrón secundario formado por un irradiador marca STS modelo BS 1.1 con fuentes beta puntuales, marca Amersham Buchler, de <sup>204</sup>Tl y dos de <sup>90</sup>Sr/<sup>90</sup>Y y los correspondientes filtros según las características detalladas en la norma ISO 6980<sup>(5)</sup> para la Serie 1.

Para la calibración de monitores de contaminación superficial se emplean fuentes beta, beta-gamma y alfa-gamma de superficie extensa de 10 cm · 10 cm calibradas en unidades de actividad y, para los emisores beta puros, en número de partículas emitidas por unidad de tiempo.

En la *Tabla 1* se resume la trazabilidad de los distintos haces de radiación y fuentes radiactivas utilizados

Tabla 1: Capacidad óptima de medida para niveles de protección

Calidad de radiación <sup>4,5</sup>	Equipo patrón y trazabilidad	Tipo de equipo calibrado	Rango de medida	Incertidumbre I (k=2)
<sup>60</sup> Co	NE2575 trazable PTB	Patrones terciarios	Kerma en aire 1 mGy/h	1.8 %
<sup>137</sup> Cs	NE 2575 trazable PTB	Patrones terciarios	Kerma en aire 1 mGy/h – 50 mGy/h	1.8 %
		Dosímetros personales	H <sub>p</sub> (10) 10 Sv/h – 16 mSv/h	5.2 %
		Monitores portátiles y de área	H <sup>*</sup> (10) 10 Sv/h – 50 mSv/h	4.7 %
<sup>90</sup> Sr/ <sup>90</sup> Y <sup>14</sup> C <sup>60</sup> Co <sup>241</sup> Am <sup>204</sup> Tl	Fuentes extensas Trazables DKD	Monitores portátiles de contaminación superficial	(Actividades nominales) <sup>90</sup> Sr/ <sup>90</sup> Y (5250 Bq) <sup>14</sup> C (3200 Bq) <sup>60</sup> Co (785 Bq) <sup>241</sup> Am (2860 Bq) <sup>204</sup> Tl (290 Bq)	5.4 %
Serie ISO espectro estrecho: N-40 a N-300	NE 2575 trazable PTB	Patrones terciarios	Kerma en aire 1 mGy/h – 50 mGy/h	2.1 %
		Dosímetros personales	H <sub>p</sub> (10) 0.7 mSv/h - 30 mSv/h	5.5 %
		Monitores portátiles y de área	H <sup>*</sup> (10) 0.2 mSv/h – 0.3 Sv/h	5.0 %
<sup>90</sup> Sr+ <sup>90</sup> Y con filtro	Fuente Trazable NIST	Dosímetros personales y monitores portátiles	D <sub>i</sub> (0.07) 6 mGy/h	5.2 %
<sup>90</sup> Sr+ <sup>90</sup> Y sin filtro	Fuente Trazable NIST		D <sub>i</sub> (0.07) 90 mGy/h – 2 Gy/h	7.4 %
<sup>204</sup> Tl con filtro	Fuente Trazable NIST		D <sub>i</sub> (0.07) 0.2 mGy/h	5.2 %

en las calibraciones en niveles de protección, indicando el tipo de equipos que se calibran, el rango de medida y la incertidumbre de medida correspondiente a la capacidad óptima de medida del laboratorio.

En el año 1997, con el fin de dar respuesta a las necesidades de los usuarios de equipos de control de calidad de diagnóstico, el laboratorio lleva a cabo la puesta a punto de un conjunto de haces de rayos X de acuerdo con las calidades establecidas por el laboratorio nacional de metrología de Alemania, PTB, para haces de diagnóstico con tensiones comprendidas entre 40 kV y 120 kV. Para esas calidades se utiliza el mismo sistema generador de rayos X que el utilizado para los haces de rayos X de la serie ISO de espectro estrecho, es decir un tubo de

tungsteno (Tabla 1). El equipo patrón es la cámara de ionización NE 2530 conectada al electrómetro IONEX. Así mismo se desarrolló un protocolo de calibración de medidores indirectos de la tensión de polarización aplicada a los tubos de rayos X, a través de la caracterización eléctrica y espectrométrica de los haces generados.

Recientemente, se ha instalado un equipo de rayos X de baja energía, típico del rango de mamografía, con tubo y filtro de molibdeno, marca SIEMENS modelo Mammomat 1000, con el que se han puesto a punto las calidades de diagnóstico de mamografía descritas en la norma ISO 61267<sup>(6)</sup>. En la *Tabla 2* se resume la capacidad óptima de medida del laboratorio para niveles de diagnóstico.



Tabla 2: Capacidad óptima de medida para niveles de diagnóstico

Calidad de radiación <sup>6</sup>	Equipo patrón y trazabilidad	Tipo de equipo calibrado	Rango de medida	Incertidumbre U(k=2)
Serie Diagnóstico PTB: D-40 a D-120	NE 2530 trazable PTB	Patrones terciarios	Tasa de kerma en aire 0.02 – 180 mGy/min	2.4 %
		Equipos de campo	Tasa de kerma en aire 0.02 – 180 mGy/min	3.2 %
Tubo W, filtro Al	Divisor de tensión- Multímetro trazable LGAI	Medidores no invasivos de tensión	25 kV – 300 kV	2.1 %
Series de mamografía RQR M1, M2, M3, M4 RQA M1, M2, M3, M4	PTW TM 77334 trazable a PTW	Equipos de campo	Kerma en aire 0.4- 100 mGy 0.004-1 mGy	5.3 %
Tubo Mo, filtro Mo	Divisor de tensión- Multímetro trazable LGAI	Medidores no invasivos de tensión	25 kV – 35 kV	2.4 %

## PRINCIPALES ACTIVIDADES

Entre las principales actividades del Laboratorio de Calibración y Dosimetría puede destacarse la prestación de un servicio eficaz y de calidad de calibración de instrumentos de medida de radiaciones ionizantes y la irradiación de dosímetros pasivos. Dicho servicio cubre la demanda metrológica de nuestro entorno, no satisfecha por otras instituciones de carácter privado o público.

En la *figura 1*, se muestra un resumen del número de calibraciones efectuadas en los últimos 5 años, distinguiendo entre calibraciones con fuentes gamma, con haces de rayos X, con fuentes extensas para el control de contaminación y las irradiaciones de dosímetros. Puede observarse que el número total de calibraciones está bastante estabilizado entorno a 500 equipos por año y unas 80 irradiaciones de dosímetros pasivos. En relación a las calibraciones con fuentes beta en promedio se lleva a cabo, únicamente, una o dos irradiaciones al año. En el caso del año 2006, el número de irradiaciones es significativamente mayor porque se ha colaborado en la intercomparación de servicios de dosimetría personal externa organizado por el Consejo de Seguridad Nuclear<sup>(6)</sup>. Las *figuras 2* y *3* resumen la procedencia geográfica de los usuarios del laboratorio así como su distribución por sector de actividad.

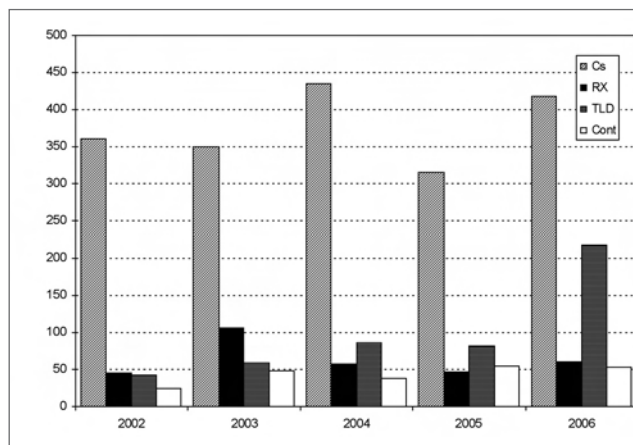


Figura 1: Número de calibraciones de 2002 a 2006

Sin embargo, como Instituto Universitario, el LCD compatibiliza sus actividades de servicio con proyectos de investigación y desarrollo en el ámbito de la metrología de las radiaciones y la dosimetría, así como en tareas de formación y docencia especializadas para las que las instalaciones disponibles resultan de gran interés. En este ámbito puede destacarse la participación en el desarrollo y difusión de nuevos procedimientos de calibración, la caracterización de nuevos

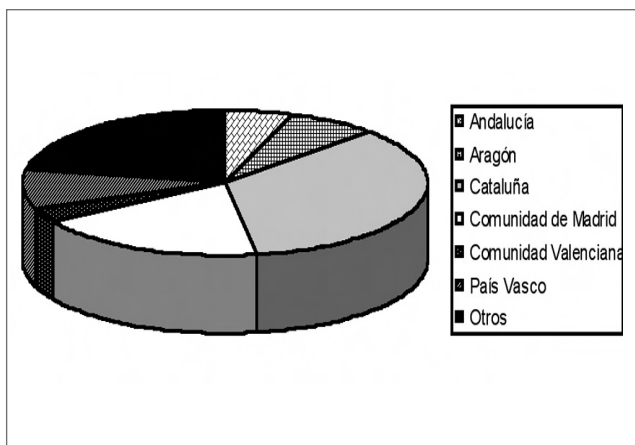


Figura 2: Procedencia geográfica de los usuarios

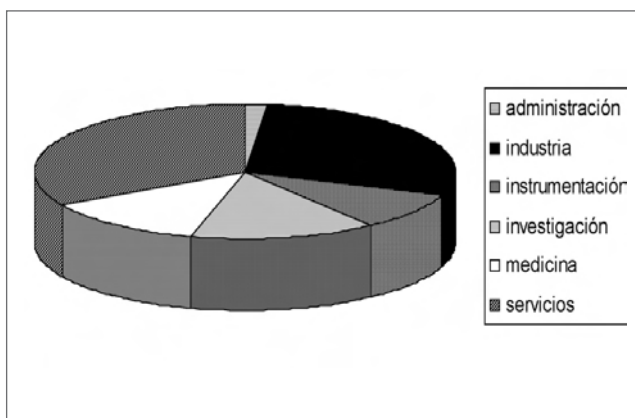


Figura 3: Distribución por sectores de los usuarios

materiales dosimétricos y de sistemas de dosimetría electrónica para dosimetría personal legal<sup>(7,8)</sup>. Así mismo, desde su puesta en marcha, el laboratorio se ha utilizado para la realización de clases prácticas de los cursos de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas organizados por el INTE, en el programa de doctorado de ingeniería nuclear de la UPC y en otras asignaturas de grado de la titulación de ingeniería industrial de la UPC<sup>(9)</sup>. Asimismo, representantes del laboratorio, colaboran de manera regular en grupos de trabajo internacionales, fundamentalmente en el marco de la Organización Europea para la acreditación, EA, y la organización de laboratorios europeos de dosimetría EURADOS<sup>(10)</sup>.

## PRÓXIMOS RETOS

De manera general, puede considerarse que el la-

boratorio está cumpliendo con las funciones previstas en su origen, compaginando sus obligaciones de servicio público junto con las tareas de investigación y desarrollo, propias del marco universitario. Estas tareas tienen resonancia y reconocimiento en el ámbito nacional y europeo.

Sin embargo, un entorno cada vez más competitivo exige seguir trabajando y mejorando los procedimientos técnicos y de gestión para garantizar la calidad de los servicios prestados a nuestros clientes. En este sentido y desde un punto de vista de la competencia técnica, puede resaltarse la voluntad de continuar ampliando el campo de actuación en función de las nuevas necesidades y de participar en ejercicios de intercomparación que permiten contrastar los procedimientos del laboratorio, en su globalidad, respecto a instalaciones análogas.

En lo que respecta a la eficacia y mejora del proceso de gestión, puede señalarse la realización periódica de encuestas de satisfacción de los clientes y la implantación de un sistema de gestión orientado a la mejora de las necesidades de los mismos.

## REFERENCIAS

1. EN 45001:1989- UNE 66-501-91. *Criterios generales para el funcionamiento de los laboratorios de ensayo.*
2. UNE-EN ISO/IEC 17025:2000 *Requisitos generales relativos a la competencia de los laboratorios de ensayo y calibración*
3. UNE-EN ISO 9001:2000 *Requisitos para un sistema de gestión de la calidad.*
4. ISO 4037-1. *X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy. Part 1: Radiation characteristics and production methods.* (International Organization for Standardization, Geneva, 1996).
5. ISO 6980. *Reference beta radiations for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of beta-radiation energy.* (International Organization for Standardization, Geneva, 1996).
6. IEC61267 ed 2. *International Electrotechnical Commission. Medical diagnostic x-ray equipment – Radiation conditions for use in the determination of characteristics.* (International Electrotechnical Commission, Geneva, 2001).
7. M. Ginjaume, X. Ortega, M. A. Duch. *Implementing new recommendatins for calibrating personal dosimeters.* Radiat. Prot. Dosim. 96, 1-3, 93-97, 2001.
8. M. Ginjaume, S. Pérez, X. Ortega, and M. A. Duch. *Comparison of two extremity dosimeters based on LiF:Mg,Cu,P thin detectors for mixed beta-gamma fields.* Radiat. Prot. Dosim. 120, 316-320, 2006.
9. X. Ortega. *Formación en protección radiológica desde el*

*ámbito universitario. Experiencia desde la UPC. Radioprotección*, 51, XIV, 47-52, 2007.

**10.** V. Kamenopoulou, J.W.E. van Dijk, P. Ambrosi, T. Bolognese-Milsztajn, C.M. Castellani, L. Currivan, R. Falk, E. Fan-

tuzzi, M. Figel, J.Garcia Alves, M. Ginjaume et al. *Aspects of harmonisation of individual monitoring for external radiation in Europe: Conclusions of a EURADOS action*. *Radiat. Prot. Dosim.* 118, 139-143, 2006.



**ST3**

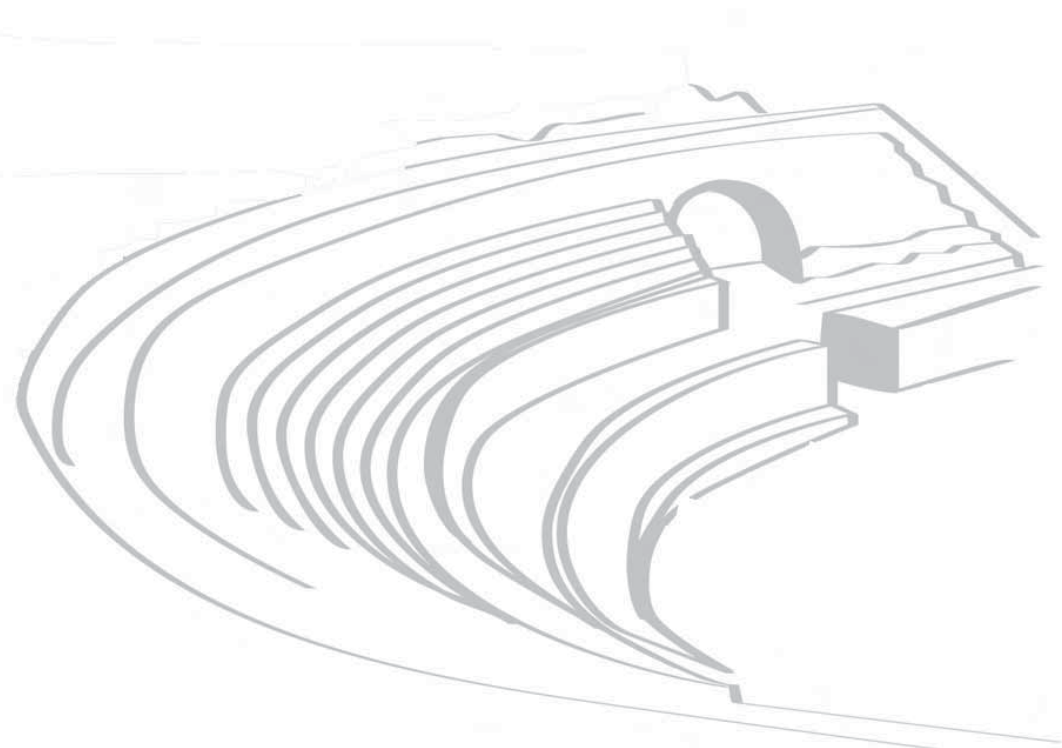
**SESIÓN TÉCNICA**

**PROTECCIÓN DEL PÚBLICO  
Y DEL MEDIO AMBIENTE**

**Jueves 20 de septiembre de 2007**

**11:45 - 12:45**

Coordinador: **Juan Pedro Bolívar** (Universidad de Huelva)



# RADIONÚCLIDOS EN AGUA Y DIETAS ELABORADAS EN TENERIFE Y DOSIS COLECTIVA

J. Hernández-Armas, F. Hernández, L. Karlsson, M. López, A. Catalán, J.C. Fernández

Laboratorio de Física Médica y Radioactividad Ambiental, Facultad de Medicina, Universidad de La Laguna, Tenerife

## INTRODUCCIÓN

Es un hecho bien conocido que los alimentos y bebidas que forman parte de la dieta contienen cantidades trazas de radionúclidos naturales y artificiales<sup>1</sup>. Se ha estimado que un octavo, como mínimo, de la dosis anual efectiva promedio debida a causas naturales es consecuencia del consumo de alimentos<sup>2</sup> por los radionúclidos existentes en la dieta. El Laboratorio de Física Médica y Radioactividad Ambiental de la Universidad de La Laguna, ha realizado, desde finales del año 2000, la determinación, mediante espectrometría gamma y contaje beta, de los radionúclidos más significativos presentes en dietas elaboradas en la isla de Tenerife. Asimismo este laboratorio ha realizado, en este periodo de tiempo, las medidas de los índices alfa total, beta total y beta resto (indicadores de la presencia de radionúclidos emisores alfa y beta) en muestras de agua de consumo recogidas en diversos municipios del norte de la isla de Tenerife.

Los objetivos de este trabajo han sido: 1) Determinar la concentración de radionúclidos emisores gamma y beta en muestras de dietas elaboradas consumidas en la isla de Tenerife; 2) Comparar las concentraciones de radionúclidos en dietas con el rango de valores para concentraciones de radionúclidos dada por la Comisión Europea (CE)<sup>1,3</sup>; 3) Determinar los índices alfa total, beta total y beta resto en muestras de agua de consumo; 4) Determinar si las muestras de agua eran aptas para el consumo humano según lo establecido en la legislación actualmente vigente (Real Decreto 140/2003) y 5) Evaluar la dosis efectiva colectiva a la población de Tenerife debida al consumo de alimentos (dieta elaborada).

## MATERIAL Y MÉTODO

Las dietas elaboradas fueron recogidas trimestralmente en la cocina del Hospital Universitario de Canarias. Cada dieta elaborada se preparó con todos los alimentos y bebidas utilizados para la alimentación de un paciente o trabajador estándar durante 5 días seguidos. Los radionúclidos presentes en las distintas dietas elaboradas

fueron determinados siguiendo las recomendaciones proporcionadas por la Agencia Internacional de la Energía Atómica<sup>7</sup>. Los alimentos fueron lavados (cuando procedía) y sus partes no comestibles (cáscaras, huesos, etc.) fueron desechadas. Las muestras se secaron a 105-110 °C hasta peso constante y después se concentraron mediante calcinación a 450°C durante 48 horas. Las medidas de los radionúclidos emisores gamma presentes en las dietas se realizaron mediante el uso de un detector coaxial de Germanio de alta resolución (Canberra Industries Inc., USA, modelo GX4019) con un 46.1% de eficiencia relativa. Estos equipos de detección disponen de blindajes de hierro y están instalados en un laboratorio especialmente diseñado para la realización de medidas de baja actividad radiactiva. La calibración de este equipo se realizó mediante el uso de patrones líquidos con actividades certificadas (Amersham plc., UK) y muestras químicamente puras de <sup>40</sup>K (Merck E., Alemania). El tiempo de medida utilizado fue de 48 horas para cada muestra.

La determinación de las concentraciones de <sup>90</sup>Sr por coprecipitación de carbonatos de estroncio en las muestras de dieta, requirió el uso de columnas de intercambio iónico. Las muestras anteriormente preparadas se calcinaron a 600 °C. Las medidas de este isótopo se realizaron con un contador proporcional de bajo fondo marca Berthold LB770. La calibración de este equipo se llevó a cabo mediante el uso de planchetas con actividades certificadas (CIEMAT, España). El tiempo de medida utilizado fue de 60000 segundos para cada muestra.

La isla de Tenerife, que es la mayor del archipiélago Canario, es de origen volcánico como las demás. La principal fuente de agua de consumo en esta isla proviene de depósitos naturales subterráneos desde los que se extrae mediante pozos o "galerías" (minas horizontales que perforan la superficie hasta alcanzar el nivel freático y extraer el agua). Las aguas han de cumplir las exigencias establecidas en la ley, tanto en sus parámetros físicos, químicos, biológicos y radioactivos antes de ponerlas en la red de consumo humano. Las muestras de agua de consumo analizadas en este trabajo han sido

recogidas directamente del grifo, es decir, tras los procesos de tratamiento habituales para potabilizar el agua. El principal punto de muestreo mensual ha sido el Laboratorio de Física Médica y Radioactividad Ambiental (San Cristóbal de La Laguna) entre los años 2000-2006 (72 muestras). Además se han analizado otras 18 muestras recogidas en otros puntos del municipio de San Cristóbal de La Laguna (casco urbano y Punta del Hidalgo) y en dos municipios del Norte de la isla de Tenerife (Santa Cruz de Tenerife y Santa Ursula). Las muestras se prepararon siguiendo procedimientos ya publicados<sup>4, 5, 6</sup>. La determinación de los índices alfa total en estas muestras se ha realizado mediante contaje con detectores de centelleo sólido (SZn). El índice beta total se estableció con un contador proporcional de bajo fondo. La concentración de potasio en las muestras, valor necesario para la determinación del índice beta resto, se midió con un espectrómetro de absorción atómica de llama (Perkin-Elmer 2380). Las correcciones por autoabsorción fueron realizadas según lo indicado en las referencias mencionadas anteriormente.

El cálculo de las dosis colectivas se ha basado en los coeficientes establecidos en la publicación 72 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) que relacionan dosis con actividad ingerida<sup>8</sup>.

## RESULTADOS

### a) Agua de consumo:

Las figuras 1 y 2 muestran los resultados obtenidos en 18 de las determinaciones de los índice alfa total, beta total y beta resto correspondientes a las muestras de agua de consumo recogidas en tres municipios de la isla de Tenerife. Los resultados obtenidos para estas muestras de agua ponen de manifiesto que el índice alfa total de las muestras recogidas en los núcleos urbanos centrales de los municipios de La Laguna y Santa Ursula sobrepasan el valor de 0.1 Bq/l en el 66 % de los casos. Este valor está recogido en la legislación nacional como el límite máximo de concentración de emisores alfa permitido en el agua de consumo (R.D. 140/2003). Los resultados de las 72 muestras recogidas desde el año 2000 en el laboratorio, el cual está situado en otro punto del municipio de La Laguna y cuya agua procede de otra fuente de suministro (galería), superó solo en el 6% de los casos dicho índice alfa. El valor medio calculado para el índice alfa total para estas 72 muestras fue de 47 Bq m<sup>-3</sup>. En relación con los índices beta total y beta resto, se observó que el <sup>40</sup>K era el principal emisor beta presente en el agua de consumo, lo que da lugar a un

bajo valor de índice beta resto calculado. Solamente en una ocasión, en una muestra recogida en el municipio de La Laguna, el índice beta resto superó el valor de 1 Bq/l, que es el límite establecido para este índice por la legislación vigente ya indicada. En ninguna de las 72 muestras en las que se determinó el índice beta resto en el agua recogida en el laboratorio, se superó el nivel de 1 Bq/l. El valor medio calculado para los índices beta total y beta resto medidos en estas 72 muestras fue de 390 y 100 Bq m<sup>-3</sup> respectivamente.

### b) Dietas elaboradas:

En las muestras de dietas elaboradas se detectaron principalmente <sup>40</sup>K, <sup>137</sup>Cs y <sup>90</sup>Sr. Ocasionalmente se detectaron bajas actividades de radionúclidos tales como el <sup>210</sup>Pb, <sup>212</sup>Pb, <sup>226</sup>Ra o <sup>235</sup>U. Las actividades de <sup>137</sup>Cs y <sup>90</sup>Sr en las dietas oscilaron entre 0.04 y 0.25 Bq para la dieta correspondiente a una persona en cada día mientras que las actividades de <sup>40</sup>K oscilaron entre 50 y 250 Bq por persona y día. Estos valores pueden asimilarse a los correspondientes al consumo diario por persona en Canarias. La figura 3 muestra las variaciones de estos tres radionúclidos en las muestras recogidas entre los años 2000 y 2006.

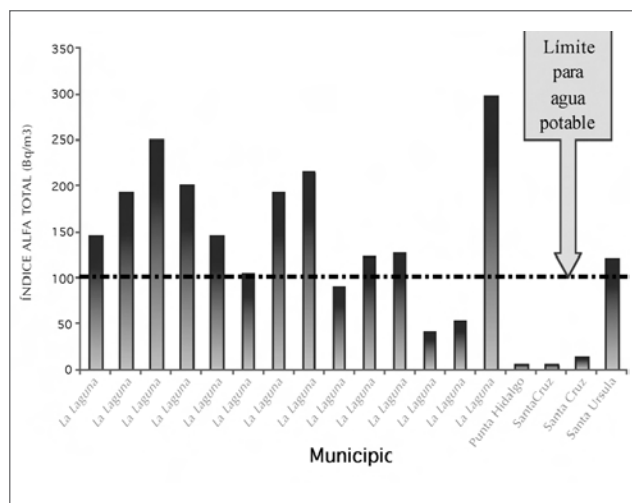
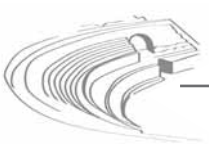


Figura 1. Resultados de 18 medidas de índice alfa total en muestras de agua recogidas en la isla de Tenerife.

Los valores medios y desviaciones estándar calculados para el <sup>40</sup>K, <sup>137</sup>Cs y <sup>90</sup>Sr durante el periodo de tiempo mencionado fueron, respectivamente, de: 124 ± 38, 0.07 ± 0.05 y 0.17 ± 0.04 Bq por persona y día. En la tabla 1 se presentan los valores de concentración de los tres radionúclidos indicados en las muestras de dietas elaboradas.



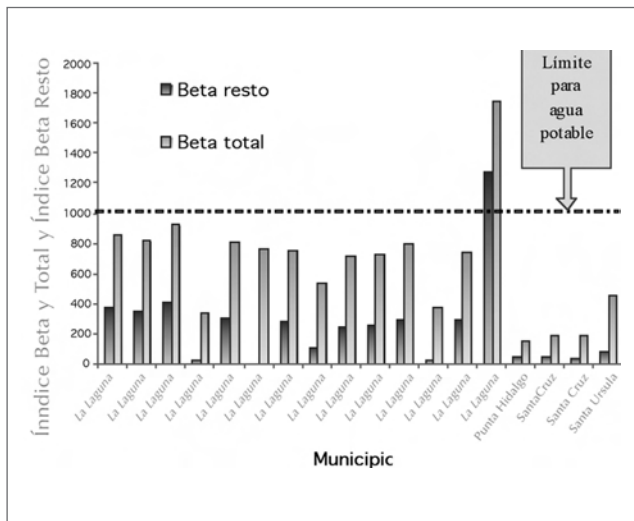


Fig. 2.- Resultados de 18 medidas de índice beta total y beta resto en muestras de agua recogidas en la isla de Tenerife. El límite legislativo está establecido únicamente para el índice beta resto. \* Índice beta resto no analizado.

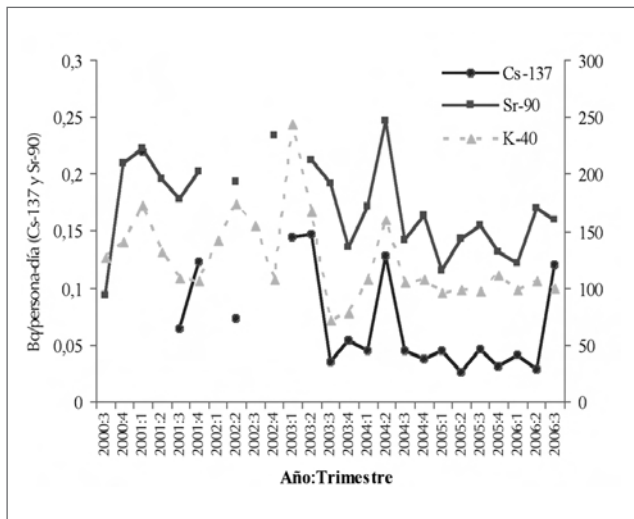


Figura 3. Variaciones en las concentraciones de <sup>137</sup>Cs, <sup>90</sup>Sr y <sup>40</sup>K en muestras de dietas compuestas.

c) Dosis efectiva colectiva:

La dosis efectiva colectiva debida a la ingesta de los alimentos en forma de dieta elaborada, se calculó a partir de los valores medios de las concentraciones de <sup>137</sup>Cs y <sup>90</sup>Sr determinados y asumiendo una población adulta aproximada de 600,000 habitantes en la isla de Tenerife. Los valores de conversión utilizados para el cálculo de las dosis efectivas debidas a la ingesta de alimentos con

<sup>137</sup>Cs y <sup>90</sup>Sr fueron:  $1.3 \times 10^{-8}$  y  $3.07 \times 10^{-8}$  Sv Bq<sup>-1</sup>, respectivamente 8. La dosis efectiva colectiva anual debida de la presencia de estos radionúclidos en la dieta resultó ser de 1.8 persona-Sv.

Tabla 1- Concentración de radionúclidos (con desviación estándar) en dieta elaborada en Bq por persona y día en la isla de Tenerife.

Trimestre	<sup>40</sup> K (± σ)	<sup>137</sup> Cs (± σ)	<sup>90</sup> Sr (± σ)
2000:3	1,20E+02 (2,4E+00)	< 1,48E-01	9,334E-02 (1,095E-02)
2000:4	1,41E+02 (1,91E+00)	< 5,30E-02	2,091E-01 (3,086E-02)
2001:1	1,72E+02 (2,28E+00)	2,20E-01 (1,65E-02)	2,219E-01 (2,759E-02)
2001:2	1,31E+02 (1,83E+00)	< 5,72E-02	1,949E-01 (3,387E-02)
2001:3	1,08E+02 (1,56E+00)	6,44E-02 (1,73E-02)	1,777E-01 (1,489E-02)
2001:4	1,06E+02 (1,45E+00)	1,23E-01 (1,32E-02)	2,014E-01 (2,105E-02)
2002:1	1,42E+02 (1,89E+00)	< 4,86E-02	
2002:2	1,74E+02 (2,30E+00)	7,32E-02 (1,38E-02)	1,930E-01 (1,618E-02)
2002:3	1,55E+02 (2,06E+00)	< 4,46E-02	
2002:4	1,07E+02 (1,60E+00)	< 5,48E-02	2,335E-01 (1,872E-02)
2003:1	2,44E+02 (4,97E+00)	1,45E-01 (2,00E-02)	
2003:2	1,67E+02 (3,44E+00)	1,46E-01 (1,73E-02)	2,115E-01 (1,592E-02)
2003:3	7,21E+01 (7,96E-01)	3,43E-02 (4,08E-03)	1,909E-01 (1,595E-02)
2003:4	7,73E+01 (1,75E+00)	5,42E-02 (3,37E-03)	1,351E-01 (1,977E-02)
2004:1	1,07E+02 (1,32E+00)	4,45E-02 (9,89E-03)	1,715E-01 (1,649E-02)
2004:2	1,60E+02 (3,35E+00)	1,271E-01 (1,873E-02)	2,460E-01 (1,797E-02)
2004:3	1,05E+02 (1,28E+00)	4,50E-02 (9,78E-03)	1,419E-01 (1,258E-02)
2004:4	1,07E+02 (1,29E+00)	3,66E-02 (7,28E-03)	1,638E-01 (1,344E-02)
2005:1	9,56E+01 (1,17E+00)	4,46E-02 (7,05E-03)	1,150E-01 (1,080E-02)
2005:2	9,81E+01 (1,20E+00)	2,58E-02 (7,21E-03)	1,427E-01 (1,373E-02)
2005:3	9,74E+01 (1,19E+00)	4,647E-02 (7,636E-03)	1,547E-01 (1,663E-02)
2005:4	1,12E+02 (1,36E+00)	3,044E-02 (6,041E-03)	1,317E-01 (1,287E-02)
2006:1	9,79E+01 (1,20E+00)	4,108E-02 (9,305E-03)	1,215E-01 (1,339E-02)
2006:2	1,06E+02 (1,26E+00)	2,786E-02 (6,560E-03)	1,695E-01 (1,765E-02)
2006:3	9,96E+01 (1,22E+00)	1,205E-01 (1,108E-02)	1,592E-01 (1,585E-02)

## CONCLUSIONES

1) Según el R.D. 140/2003, 11 de las 14 muestras de agua de La Laguna, una de Santa Ursula y 4 recogidas en el laboratorio no eran aptas para el consumo humano. El laboratorio está realizando la caracterización radiactiva de las aguas procedentes de las distintas fuentes de suministro en los puntos indicados.

2) La concentración de  $^{90}\text{Sr}$  medida en dieta elaborada ha sido en 5 casos superior al mayor valor promedio, 0.2 Bq por persona y día, dado por la CE para 5 países de la UE <sup>1,9</sup>. La concentración de  $^{137}\text{Cs}$  fue en todos los casos inferior al valor máximo, 0.33 Bq por persona-día, indicado por la CE.

3) La dosis efectiva colectiva anual debida a la presencia de  $^{137}\text{Cs}$  y  $^{90}\text{Sr}$  en la dieta fue de 1.8 persona-Sv.

## AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen la colaboración de todo el servicio de Cocina del Hospital Universitario de Canarias por las muestras suministradas. Asimismo agradecen al Consejo de Seguridad Nuclear el constante apoyo que proporciona al Laboratorio de Física Médica y Radioactividad Ambiental de La Universidad de La Laguna.

## REFERENCIAS

1. Food Standards Agency. *Radioactivity in Food and the Environment 1999. 2000*, ISSN 1365-6414
2. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR 2000. *Report to General Assembly, United Nations, New York, 93-156*.
4. Hernández, F., Hernández-Armas, J.H., Catalán, A., Fernández-Aldecoa, J.C., Landeras, M.I. *Activity concentrations and mean annual effective dose of foodstuffs on the island of Tenerife, Spain*. *Rad.Prot.Dosim.* 2004; 111(2), 205-210.
5. Consejo de Seguridad Nuclear. Procedimiento 1.5-2004: *Procedimientos de determinación de los índices de actividad beta total y beta resto en aguas mediante contador proporcional*. Colección de Informes Técnicos 11, Serie Vigilancia Radiológica Ambiental.
6. Consejo de Seguridad Nuclear. Procedimiento 1.9-2005: *Procedimientos para la determinación del índice de actividad alfa total en muestras de agua. Métodos de coprecipitación y evaporación*. Colección de Informes Técnicos 11, Serie Vigilancia Radiológica Ambiental.
7. International Atomic Energy Agency 1989. *Measurement of radionuclides in food and the environment, a guide book*. Technical Report Series 295, IAEA, Viena.
8. International Commission of Radiological Protection, Annals of the ICRP volume 26/1, 1996. *Age-dependent doses to the members of the public from intake of radionuclides part 5, compilation of ingestion and inhalation coefficients*, 72. ELSEVIER, ISBN-10: 0-08-042737-5.
9. European Commission, Joint Research Centre. *Environmental Radioactivity in the European Community 1992. Nuclear Science and Technology, Radiation Protection N° 86*. ECSC-EC-EAEC Brussels, Luxembourg, 1997. ISBN 92-827-9739-2



ST3 APRMA-52

# ESTUDIO DE LA RADIATIVIDAD EN LAS AGUAS DE ABASTECIMIENTO DE BARCELONA EN EL PERIODO 1995 A 2005

I. Vallés<sup>1</sup>, R. Devesa<sup>2</sup>, I. Serrano<sup>1</sup>, A. Camacho<sup>1</sup>, X. Ortega<sup>1</sup>, L. Matía<sup>2</sup>.

<sup>1</sup>Institut de Tècniques Energètiques. Universitat Politècnica de Catalunya. Barcelona. <sup>2</sup>Aigües de Barcelona. Barcelona

## INTRODUCCIÓN

Las recomendaciones de los organismos internacionales de radioprotección hacen énfasis en las limitaciones

de la dosis absorbida a lo largo de un año por el organismo humano debido al consumo de agua.

La Directiva 98/83/CE<sup>(1)</sup> en la que se establecen los criterios sanitarios del agua de consumo humano esta-



blece para la radiactividad unos valores de referencia de 100 Bq/L para el tritio y 0,10 mSv/año para la "Dosis indicativa total" (DIT). En el Real Decreto 140/2003<sup>(2)</sup> y posteriormente en el protocolo del Ministerio de Sanidad y Consumo /Consejo de Seguridad Nuclear<sup>(3)</sup>, se indica, en coherencia con el anexo II de la Directiva y con la guía de la OMS<sup>(4)</sup>, que para el control de la DIT se puede utilizar la medida de la concentración de actividad alfa total y de actividad beta total, y si se supera el valor de 0,1 Bq/l de alfa total o de 1 Bq/l de beta total, se debe realizar un análisis de radionucleidos específicos, y calcular la DIT a partir de los valores obtenidos. Si el valor de la dosis es inferior a 0,1 mSv/año, no se requiere realizar investigaciones radiológicas adicionales.

En este trabajo se presentan los resultados de radiactividad realizados en las aguas de abastecimiento de la ciudad de Barcelona durante el periodo de 1995 a 2005. Los resultados de actividad desde el año 1986 hasta el año 1994 han sido objeto de otras publicaciones<sup>(5,6,7)</sup>.

#### *Descripción de las cuencas de abastecimiento*

El abastecimiento de agua potable de la ciudad de Barcelona y su entorno metropolitano tiene lugar a partir de dos orígenes principales: las cuencas de los ríos Ter y Llobregat (Figura 1). El consumo medio diario es actualmente del orden de 900.000 m<sup>3</sup>, que provienen aproximadamente en un 45% del Llobregat y un 55 % del Ter.

Las características físico-químicas de las dos aguas son notablemente distintas. La cuenca del río Ter es de salinidad media, con un residuo seco del orden de 350

mg/L. En cambio, el Llobregat presenta una salinidad muy superior, alrededor de 900 mg/L. Ello se debe principalmente a la naturaleza del terreno en la parte alta de la cuenca, de antigua tradición minera (explotaciones de cloruro sódico y potásico).

También es muy distinto el régimen de aprovechamiento hídrico de ambas cuencas. El agua del Ter dispone de 2 embalses de regulación previos a la captación en el curso medio del río, los pantanos Sau y Susqueda con una capacidad total de 410 hm<sup>3</sup>. El agua es tratada en la estación de tratamiento de Cardedeu (WTP1) y alimenta principalmente a la zona norte de Barcelona.

Por el contrario, el agua del Llobregat se capta directamente del río en su curso bajo, en Abrera (WTP2) y Sant Joan Despí (WTP3), a 40 y 10 km de la desembocadura del río respectivamente.

## MATERIALES Y MÉTODOS

### *Puntos de Muestreo*

Se han considerado los puntos de muestreo correspondientes a los tres orígenes distintos de agua: origen Llobregat (LLOB-Or), a la salida de la planta de tratamiento de S.Joan Despí; origen Ter (TER-Or), en el punto de recepción del agua procedente de la planta de Cardedeu; y origen Abrera (ABR-Or), en el punto de recepción del agua procedente de dicha planta de tratamiento.

Además, se ha controlado también, la radiactividad temporal en el agua cruda que se capta del río Llobregat (SJD-Ri), antes de su tratamiento.

### *Medida de la radiactividad*

Los resultados de radiactividad corresponden a muestras recogidas en continuo en diferentes puntos de la distribución y en las que se realizan periódicamente la actividad alfa total y beta total y semestralmente las siguientes determinaciones específicas:

isótopos del uranio (<sup>234</sup>U, <sup>235</sup>U, <sup>238</sup>U), torio (<sup>230</sup>Th, <sup>232</sup>Th), radio (<sup>224</sup>Ra, <sup>226</sup>Ra, <sup>228</sup>Ra), <sup>210</sup>Pb, estroncio (<sup>89</sup>Sr, <sup>90</sup>Sr), yodo (<sup>129</sup>I, <sup>131</sup>I), plutonio (<sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu), <sup>241</sup>Am, <sup>228</sup>Ac, <sup>60</sup>Co, cesio (<sup>134</sup>Cs, <sup>137</sup>Cs), tritio (<sup>3</sup>H), <sup>14</sup>C y <sup>222</sup>Rn.

Los análisis específicos se realizan sobre muestras acumuladas obtenidas a partir de las muestras mensuales, de forma que son enteramente representativas del agua de la red de distribución en las zonas Ter y Llobregat. Se realizan 1 o 2 análisis anuales según los isótopos.

Se han realizado durante los años indicados del orden de 500 muestras y 1400 determinaciones.

Las determinaciones de radiactividad se han llevado a

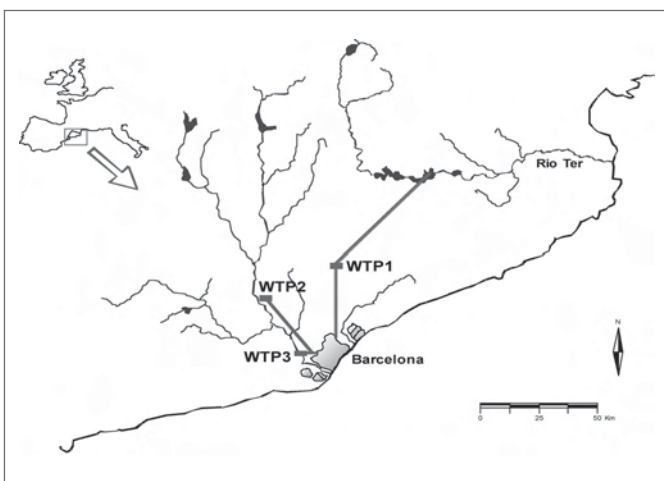


Figura 1. Mapa de la distribución de agua potable a Barcelona

cabo, en función de los isótopos a determinar, con detectores proporcionales a flujo de gas, equipos de espectrometría gamma y de espectrometría alfa, detector de centelleo líquido y detectores de centelleo de SZn.

Todos los procedimientos de ensayo fueron validados de acuerdo con los requisitos de calidad que establece la norma ISO 17025(8).

## RESULTADOS

### Actividad alfa total

El nivel de radioactividad alfa global de todas las muestras procedentes del sistema del río Llobregat (SJD-Ri, LLOB-Or y ABR-Or) están comprendidas entre  $< 0,02$  y  $0,11$  Bq/L. No se observan diferencias significativas entre las muestras procedentes de los acuíferos del río y el agua de superficie, ni tampoco entre las muestras de la red de distribución y el agua cruda.

En las muestras procedentes del río Ter (TER-Or), los resultados se encuentran comprendidos en el margen  $< 0,02$  a  $0,04$  Bq/L, estando la mayoría de ellos por debajo del límite de detección indicado.

### Actividad Beta total y Beta resto

La actividad beta total de todas las muestras procedentes del Llobregat es alta con un valor medio en estos años de  $1,12$  Bq/L para el agua del río en S.J.Despí y de  $1,11$  Bq/L en el agua de distribución, tratada.

El tratamiento de la planta Abrera (percloración, floculación y filtración por arena) y el tratamiento de la planta de S.J.Despí (percloración, floculación, ozonización y filtración con carbón activo) parece no afectar a los resultados de actividad alfa y beta total del río Llobregat.

Los valores medios anuales del agua del río Llobregat, están estabilizados y no se detecta ninguna tendencia relevante tras la puesta en funcionamiento del colector de salmueras en 1990, que produjo un descenso importante del nivel de actividad.

Los valores medios mensuales de todas las muestras procedentes del sistema del Llobregat son del mismo orden, si bien en el agua del propio río se observan mayores variaciones puntuales debido al irregular régimen hidrodinámico del mismo. En ocasiones, las roturas que se producen puntualmente en el colector de salmueras provocan puntas de concentración de sal en el río, que suelen durar 2 o 3 días.

La figura 2 corresponde a una situación extrema de un incidente en el sistema colector con la destrucción de decenas de metros del colector de salmueras a causa

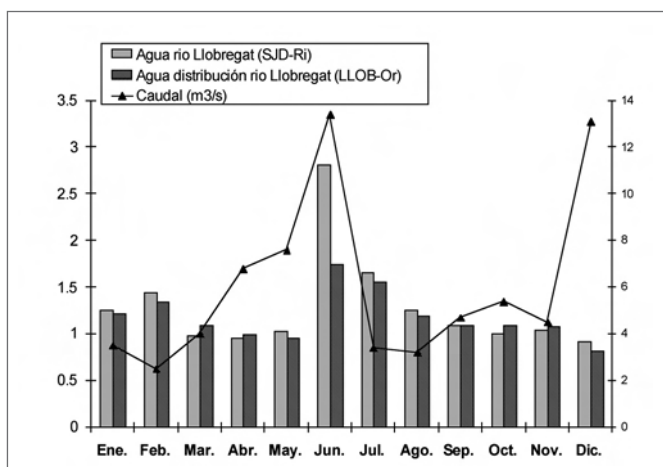


Figura 2. Influencia del caudal del río Llobregat en la actividad Beta total (Año 2000)

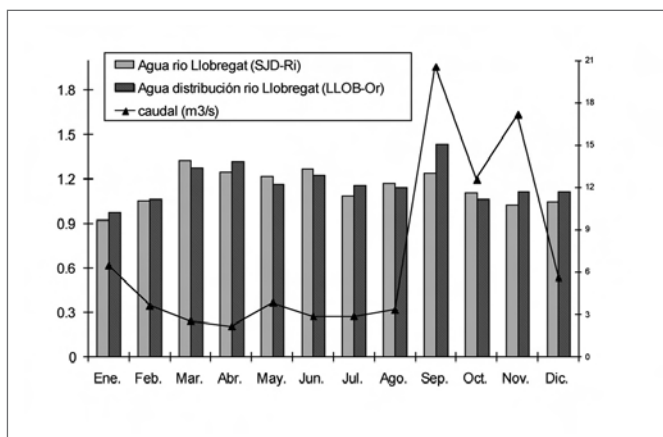


Figura 3. Influencia del caudal del río Llobregat en la actividad Beta total (Año 1999)

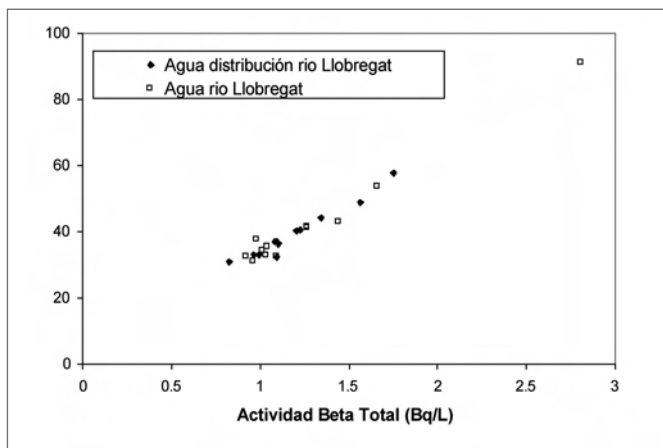
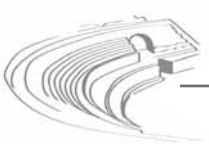


Figura 4. Relación entre la actividad Beta total y la concentración de potasio en las aguas del río Llobregat



de una riada que tuvo lugar en junio del año 2000. En el histograma de la figura se observa un aumento brusco de la actividad beta total en el agua de río en dicho mes. Sin embargo, observando el histograma del agua de la red de distribución, se observa también un máximo en el mismo mes, pero menos pronunciado. Ello se debe a que durante estos episodios de salinidad se aumenta el porcentaje de agua de pozos que capta la Sant Joan Despí WTP3, o incluso, se detiene temporalmente la captación de agua superficial.

La rotura del colector coincidió con un periodo de fuertes lluvias y el consiguiente aumento del caudal del río, lo cual produjo un suavizado de los efectos. No obstante, en condiciones normales, se ha comprobado que el caudal no influye de forma importante en la salinidad y la actividad beta total, como se desprende de los valores del mes de diciembre de la *figura 3*, en donde se presentan los valores correspondientes al año 1999.

La actividad beta total de todas las muestras procedentes del Llobregat, es debida prácticamente en su totalidad al  $^{40}\text{K}$ , tal como puede observarse en la *figura 4*. En dicha figura se presenta a título de ejemplo la relación existente entre la actividad beta total y el  $^{40}\text{K}$  en muestras recogidas el año 2000. Los coeficientes de correlación entre ambos parámetros son de 0,990 y 0,978 para el agua del río Llobregat y para el agua de distribución respectivamente.

La actividad beta total del agua de distribución de la zona del río Ter (TER-Or) presenta valores más bajos, con un valor medio en estos años de 0,17 Bq/L. Estos valores de actividad están de acuerdo con el bajo contenido en K-40 de estas aguas, tal como se ha comentado anteriormente.

Los valores de actividad beta resto para el agua distribuida a Barcelona precedente de los dos ríos es inferior a 0,03 Bq/L.

#### *Actividad de emisores gamma*

En el espectro gamma de las muestras de distribución Llobregat (LLOB-Or) se observa siempre la señal correspondiente al  $^{40}\text{K}$  con una intensidad que corresponde, en la mayoría de los casos, al rango 0,7 -1,3 Bq/L. En algunas ocasiones se detectan pequeñas concentraciones de otros isótopos naturales ligeramente por encima del límite de detección de la técnica de medida:  $^{212}\text{Bi}$  (0,19 - 0,26 Bq/L),  $^{214}\text{Bi}$  (0,02 - 0,05 Bq/L),  $^{212}\text{Pb}$  (0,03 Bq/L),  $^{214}\text{Pb}$  (0,03 - 0,11 Bq/L),  $^{228}\text{Ac}$  (0,04 - 0,06 Bq/L); y ocasionalmente  $^{208}\text{Tl}$  (0,02 - 0,03 Bq/L) y  $^7\text{Be}$  (0,25 Bq/L).

En las aguas de distribución Ter (TER-Or) solamente

se detecta  $^{40}\text{K}$  a un nivel de 0,10-0,20 Bq/L. En los dos tipos de agua, en ningún caso se han detectado isótopos de origen artificial.

#### *Análisis específicos y Dosis Indicativa Total*

Los isótopos más habituales detectados en la zona Llobregat son el  $^{234}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  y  $^{226}\text{Ra}$ . Los valores obtenidos en el periodo estudiado están comprendidos entre 0,039 y 0,059 Bq/L para el  $^{234}\text{U}$ ; 0,028 y 0,041 Bq/L para el  $^{238}\text{U}$  y 0,003 y 0,010 Bq/L para el  $^{226}\text{Ra}$ . En la zona Ter destacan los mismos isótopos pero a niveles inferiores: entre 0,008 y 0,018 Bq/L para el  $^{234}\text{U}$ ; 0,005 y 0,012 para el  $^{238}\text{U}$  y inferior a 0,003 para el  $^{226}\text{Ra}$  respectivamente. Para el resto de los isótopos analizados no se detecta actividad superior a los límites de detección.

Desde el año 1998 y a partir de los resultados de radiactividad de los isótopos específicos, se ha calculado la Dosis Indicativa Total, a partir de los factores de conversión de dosis contemplados en el "Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes"<sup>(9)</sup>.

Los valores de dosis calculados son del orden de  $2,5 \cdot 10^{-3}$  -  $3,3 \cdot 10^{-3}$  mSv/año para el agua del río Llobregat y del orden de  $3 \cdot 10^{-4}$  -  $7 \cdot 10^{-4}$  mSv/año para la del Ter.

## CONCLUSIONES

En el periodo indicado, 2001-2005, la actividad beta total en las aguas del río Llobregat presenta un valor medio de 1,1 Bq/L, mientras que en el río Ter la actividad es más baja, con un valor medio de 0,16 Bq/L. En ambos casos dicha actividad es debida casi totalmente al  $^{40}\text{K}$ . De acuerdo con los resultados obtenidos, el tratamiento realizado en las plantas de depuración, no afecta a los contenidos radiactivos de las aguas.

La actividad alfa total proveniente del río Llobregat está comprendida entre < 0,02 y 0,11 Bq/L; y la del río Ter entre < 0,02 y 0,04 Bq/L. Los isótopos  $^{238}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$  y  $^{226}\text{Ra}$  son los principales contribuyentes a la radiactividad alfa de estas aguas, no habiéndose detectado concentraciones significativas de otros isótopos de origen natural o artificial.

A partir de los resultados de radiactividad de los isótopos específicos se ha calculado el valor de la Dosis Indicativa Total, siendo del orden de  $3 \cdot 10^{-3}$  mSv/año para el agua del río Llobregat y del orden de  $3 \cdot 10^{-4}$  -  $7 \cdot 10^{-4}$  mSv/año para la del Ter.

El estudio realizado ha puesto de manifiesto que los niveles de radiactividad de las aguas de suministro a la



zona metropolitana de Barcelona, cumplen con las normativas a nivel nacional e internacional relativas a la calidad del agua de consumo humano.

## AGRADECIMIENTOS

Este estudio ha sido posible gracias a la financiación de la Fundación AGBAR. Los autores agradecen a Jesús Soler (Aigües de Barcelona), Sonia Blázquez y Silvia Pérez (INTE-UPC) por su asistencia en los trabajos de muestreo y análisis.

## REFERENCIAS

1. Directiva 98/83/CE del Consejo, *relativa a la calidad de las aguas destinadas al consumo humano*. Diario oficial de las Comunidades Europeas, pag. L330/32-L330/54 (1998).
2. Real Decreto 140/2003, del 7 de febrero, *por el que se establecen los criterios sanitarios de la calidad del agua de consumo humano*. BOE N° 45, (2003) 7228-7245 .
3. Propuesta conjunta del Ministerio de Sanidad y consumo y Consejo de Seguridad Nuclear, *sobre el protocolo de actuación para el control de la radiactividad en el agua de consumo humano*, en cumplimiento con la Directiva 98/83/ce y el RD 140/2003 (2003).
4. OMS. Organización mundial de la Salud. *Guidelines for drinking water quality*. Recommendations. Vol. 1. 3 ed., Geneve (2000) 197.
5. Ortega, X; Vallés, I; Isamat, F.X; Perramón, J; and Salvatella, N. *Study of the radioactive contents in Barcelona's water supply during 1986*. Acqua, (1988) 5, 300-305.
6. Ortega, X; Vallés, I; Serrano, I. "Study of the radioactivity of public waters supply in Catalonia analysed between 1986 and 1994. Actas de la XXI Reunión Anual de la SNE. ISSN/ ISBN: M-35131, Senda Editorial (1996), 29-94.
7. Ortega, X; Vallés, I; Serrano, I. *Natural radioactivity in drinking water in Catalonia (Spain)*. Environment International, Vol 22, Supp. 1, (1995) 347-354.
8. ISO/IEC 17025: 2005. *General requirements for the competence of testing and calibration laboratories (2005)*.
9. Real Decreto 783/2001.



ST3 APRMA-7

# REDUCCIÓN DE LA DOSIS POR INGESTA TRAS LA ADECUADA POTABILIZACIÓN DE LAS AGUAS

A. Baeza<sup>1</sup>, A. Salas<sup>1</sup> y F. Legarda<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Laboratorio de Radiactividad Ambiental, Departamento de Física Aplicada, Universidad de Extremadura. Cáceres.

<sup>2</sup> Departamento de Ingeniería Nuclear y Mecánica de Fluidos Universidad de País Vasco. Bilbao.

## INTRODUCCIÓN

La disponibilidad de unos recursos hídricos de la calidad adecuada resulta imprescindible para garantizar la supervivencia de una colectividad, o al menos, para conseguir un cierto estándar en su calidad de vida. Esta calidad puede perderse por muchos motivos, uno de los cuales es la contaminación radiactiva de los citados recursos. Por un lado, dadas las características climatológicas que son comunes a una gran parte de nuestro País, con

la existencia de períodos prolongados de sequía, unidos a una creciente demanda de recursos hídricos, obligan con cierta frecuencia a un uso progresivo de las aguas subterráneas, las cuales, dependiendo de las características geológicas de los suelos de donde se extraigan, pueden poseer unos relativamente altos contenidos de radionucleidos pertenecientes a las series radiactivas del Uranio y del Torio<sup>1</sup>, cuya presencia debería limitarse a valores tan bajos que permita calificarlos como absolutamente despreciables desde la óptica de la protección radiológica.



Para la realización de este trabajo, hemos seleccionado cuatro zonas geográficas en las que estudiar el presumiblemente elevado contenido radiactivo natural que deben existir en algunas de sus aguas, así como hemos diseñado un procedimiento para eliminarlos con la máxima eficiencia posible durante su potabilización, respetando en cualquier caso que las características físico químicas y organolépticas de las aguas así obtenidas satisfagan los requisitos establecidos por la legislación vigente<sup>2</sup>.

Para la selección de las ubicaciones en donde pueden existir aguas de consumo público con elevadas actividades radiactivas naturales, se ha utilizado el conocimiento previo existente, propio o de otras instituciones, como el Consejo de Seguridad Nuclear<sup>3</sup>, sobre los niveles radiactivos de los suelos presentes en los entornos de los acuíferos a muestrear. Así, se han considerado objeto de estudio las regiones uraníferas y graníticas de España y en concreto las de la Comunidad Autónoma de Extremadura (A1 y A2), el conjunto castellano constituido por Toledo y Ávila (B1 y B2), la provincia de Salamanca (C1 y C2) y el conjunto gallego constituido por Pontevedra-Lugo-Orense (D1 y D2). La ubicación aproximada de todos estos puntos se corresponden con las zonas en las que según el proyecto Marna<sup>3</sup> se detectan los valores mas elevados de la tasa de dosis gamma de origen natural. Ver figura 1.

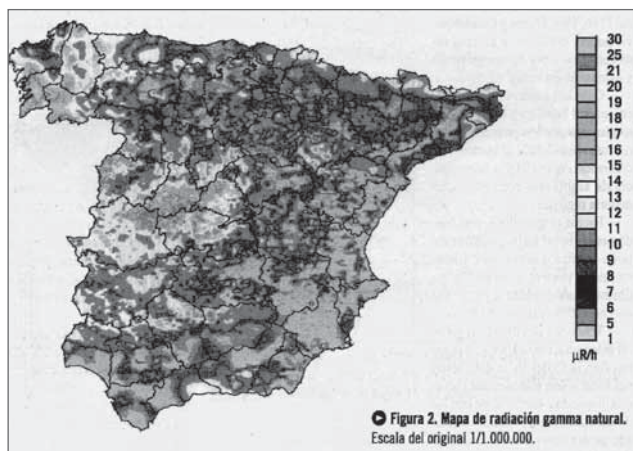


Figura 1. Zonas estudiadas: A) zona Extremadura; B) zona Ávila-Toledo; C) zona Salamanca; D) zona Galicia.

## PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL.

Ensayos de coagulación-floculación realizados en el laboratorio.

Las aguas aquí estudiadas, antes de su consumo por las respectivas poblaciones, solo son sometidas a un proceso de postcloración simple con hipoclorito sódico, lo cual produce un efecto nulo sobre el contenido radiactivo que poseen en disolución. En el presente trabajo, hemos ensayado en el laboratorio la aplicación a las mismas de un proceso de potabilización calificable de completo, con el fin de analizar la influencia que éste tiene en la eliminación de los radionucleidos naturales que pueden poseer.

Una vez definidos los coagulantes a emplear y conocidas las concentraciones que debían utilizarse<sup>4,5</sup>, se realizaron los ensayos *jar test* de acuerdo con la norma ASTM D2035-80 "Standard practice for coagulation-flocculation jar test of water"<sup>6</sup>. La finalidad de dichos ensayos fue la de evaluar para cada agua, cada coagulante, pH y floculante, los valores idóneos de los mismos, en el sentido de que con ellos se maximice la descontaminación radiactiva de las aguas seleccionadas.

### Ensayos en planta piloto.

Con el objeto de verificar la reproducibilidad sobre grandes volúmenes de agua, de los resultados obtenidos en el laboratorio para las distintas aguas estudiadas, hemos desarrollado una serie de experiencias a mayor escala que permiten determinar la descontaminación que se obtiene para los radionucleidos de origen natural que estas aguas contienen. Para ello, hemos utilizado una planta piloto que consta de dos bidones de 200 litros cada uno, en donde se almacena el agua que alimenta al sistema, un decantador cilíndrico-cónico, en donde se realiza el proceso de coagulación-floculación, y un filtro de arena que finaliza el proceso.

La dosificación, tanto del coagulante como del floculante, es efectuada mediante bombas dosificadoras de émbolo y la regulación del valor de pH se realiza mediante un sistema automático provisto de un electrodo de medida y una bomba dosificadora, también de émbolo.

La filtración es llevada a cabo a través de un filtro, de 30 cm de grosor, con arena de sílice de 1.2 mm de tamaño efectivo.

Las dimensiones del decantador cilíndrico-cónico fue calculado utilizando el código Fluent de dinámica de fluidos computacional, para un caudal máximo de tratamiento de 35 Lh<sup>-1</sup> con una velocidad ascensional de 0.5 mh<sup>-1</sup>. En el presente estudio se empleó un caudal de 15 Lh<sup>-1</sup>, para mejorar en lo posible la separación de flóculos.

Para que la planta piloto funcione en estado estacionario de decantación, previo a la realización de los ensayos

propiamente dichos, se la hizo funcionar durante 3 días en continuo. Transcurrido ese tiempo, el agua de alimentación pasa a ser el objeto de nuestro estudio, ajustando su pH a 6. Durante las primeras tres horas y media de funcionamiento con dicha agua, tiempo necesario para efectuar casi 2 renovaciones completas del volumen del decantador, no se recolecta ninguna muestra, dado que se está renovando el agua en el decantador y, una vez pasado ese tiempo se empieza a recoger, para su análisis, muestras del agua una vez tratada. Es decir, se recolectan dichas aguas, a razón de una alícuota cada 15 minutos.

## RESULTADOS Y CONCLUSIONES

### Caracterización físico químicas de las aguas.

En este trabajo, hemos analizado las características físico químicas de las aguas que hemos ensayado, ya mediante ensayos a nivel de laboratorio o con los ensayos efectuados en planta piloto.

Con dichas características físico químicas, hemos efectuado los correspondientes diagramas de Piper (figura 2 y 3), con el fin de tener una perspectiva conjunta de las características de las aguas con las que hemos ido trabajando, intentando en todo caso abarcar la mayor parte de la casuística previsiblemente existente para las mismas en nuestro País. Los diagramas de Piper nos indican que todas las aguas ensayadas, respecto a los cationes que estas presentan, pueden calificarse de mixtas, exceptuando dos aguas sódico-magnésicas, una de la zona Ávila-Toledo y otra de la zona Galicia. Por lo que respecta a los aniones predominantes en las aguas, todas las aguas son carbonatadas, exceptuando un agua de la zona Galicia que es clorurada y tres aguas mixtas de las zonas Ávila-Toledo, Salamanca y Extremadura.

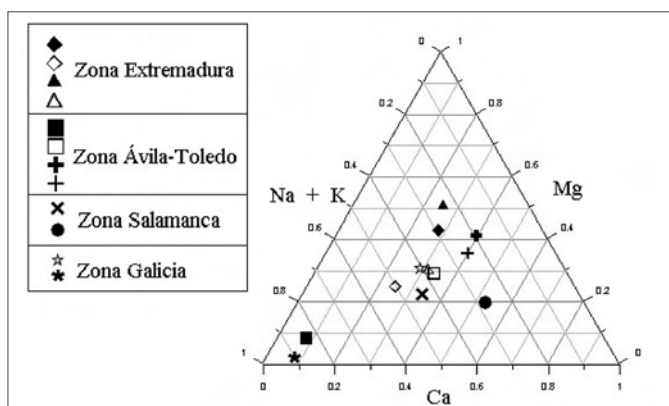


Figura 2.- Principales cationes en las diferentes aguas estudiadas.

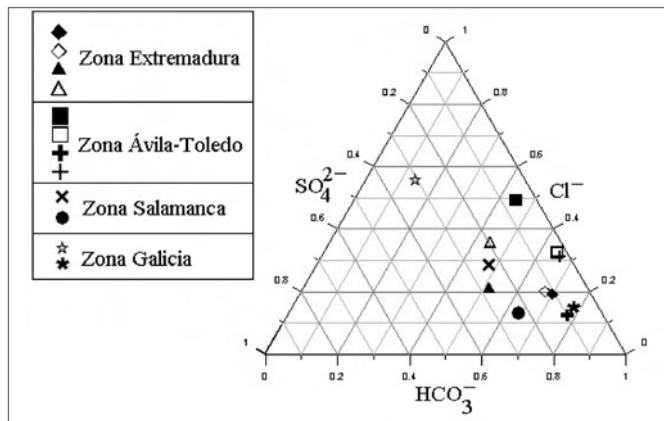


Figura 3.- Principales aniones en las diferentes aguas estudiadas.

### Condiciones óptimas encontradas en el laboratorio.

La realización de los ensayos de coagulación floculación o ensayos *jar-test*, dieron como resultado una serie de condiciones experimentales que se muestran en la tabla 1. Como puede observarse en la misma, se puede afirmar que desde un punto de vista radiológico, las mejores reducciones de dosis por ingesta se producen al emplear coagulantes en base hierro, a pH 6 y con floculantes aniónicos. Para valorar los límites de aplicación de la afirmación anterior, es preciso tener en cuenta que la principal contribución a la radiactividad natural de las aguas estudiadas es debida a radioisotopos del uranio, y en menor medida a los del radio.

### Planta piloto.

En los ensayos efectuados en la planta potabilizadora a escala, se han empleado las condiciones óptimas encontradas en los ensayos de coagulación floculación efectuados en el laboratorio. Los resultados obtenidos se muestran resumidos en la tabla 2. En ella podemos observar la gran reducción producida en la dosis por ingesta de agua que se obtiene después de aplicar el tratamiento de potabilización propuesto, empleando las condiciones anteriormente citadas. Tanto es así, que el proceso realizado en la planta potabilizadora a escala incluso mejora los resultados obtenidos en los ensayos efectuados en el laboratorio. Esto puede deberse a dos razones principales: la primera, porque la adsorción es mayor, ya que el agua está en contacto con una mayor cantidad de flocúlos, los que se están formando y los ya formados, y la segunda porque el proceso de coprecipitación está beneficiado al haber una gran cantidad de precipitado ya formados, que actúan como núcleo de condensación en la formación de los nuevos precipitados.



A la vista de los resultados, podemos concluir que mediante la utilización del tratamiento de potabilización propuesto se puede garantizar la práctica eliminación de

la dosis incorporada por ingesta, consiguiéndose para todas las aguas estudiadas una eliminación media del 89%.

Agua	pHs de trabajo	Coagulantes	Floculantes	Acondicionamiento del pH
Zona Extremadura	6	Sulfato férrico (114 mg/L)	Prosedim ASP25 (0.3 mg/L)	HCl
	6	Sulfato férrico (114 mg/L)	Prosedim ASP25 (0.3 mg/L)	HCl
Zona Ávila-Toledo	6	Sulfato férrico (114 mg/L)	Prosedim ASP25 (0.3 mg/L)	HCl
	6	Sulfato férrico (114 mg/L)	Prosedim ASP25 (0.3mg/L)	HCl
Zona Salamanca	6	Sulfato férrico (110 mg/L)	Prosedim ASP25 (0.25mg/L)	NaOH
	6	Sulfato férrico (110 mg/L)	Prosedim ASP25 (0.25mg/L)	HCl
Zona Galicia	6	Sulfato férrico (110 mg/L)	Prosedim ASP25 (0.25mg/L)	-
	6	Sulfato férrico (110 mg/L)	Prosedim ASP25 (0.25mg/L)	HCl

Tabla 1: Condiciones de trabajo óptimas para la realización de los ensayos de coagulación-floculación, para las aguas analizadas en este estudio.

Agua	<u>Antes del tratamiento</u> Dosis por ingesta (mS/año-1 adulto)	<u>Después del tratamiento</u> Dosis por Ingesta (mS/año-1 adulto)	Reducción Dosis (%)
Zona Extremadura	0.25	0.0076	97
	0.056	0.0062	86
Zona Ávila-Toledo	0.018	0.0068	63
	0.029	0.0073	74
Zona Salamanca	0.036	0.00036	95
	0.0068	0.00031	99
Zona Galicia	0.038	0.00046	99
	0.11	0.0019	98

Tabla 2: Resultados obtenidos en planta piloto (dosis y reducción de esta).

## AGRADECIMIENTOS

El presente trabajo forma parte del proyecto titulado "Adecuación de los sistemas de potabilización radiológica del agua", cofinanciado por el Consejo de Seguridad Nuclear y la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, sin cuyo apoyo este estudio no habría sido posible llevarlo a cabo.

## REFERENCIAS

- Ivanovich M., Harmand R.S. "Uranium Series Disequilibrium. Applications to Environmental Problems". Clarendon Press Oxford, Great Britain, 1982.
- Real Decreto 140/2003 de 7 de febrero "Criterios sanitarios de la calidad del agua de consumo humano". Boletín Oficial del Estado nº 45 de 21 de Febrero de 2003, Madrid, p. 7228.

3. Suarez E., Fernández J.A., Baeza A., Moro M<sup>a</sup>.C., García D., Moreno J., Lanaja J.M<sup>a</sup>. Proyecto Marna, Mapa de radiación gamma natural. Documento técnico 5. Consejo de Seguridad Nuclear. Madrid. 2000.
4. "Estudio de la adaptación de los procedimientos tipo de potabilización para aumentar la eficacia de la descontaminación radiactiva de los recursos hídricos". Proyecto número 1FD97-0099. Proyecto cofinanciado entre el Plan Nacional de I+D y los Fondos FEDER. 1-11-1998 al 31-10-2001.
5. "Diseño de procesos de potabilización que eliminen contenidos radiactivos en aguas de Extremadura". Proyecto financiado por la Consejería de Sanidad y Consumo de la Junta de Extremadura, 2002.
6. ASTM, American Society for Testing and Materials. A standard practice for coagulation-floculation Jar test of water, Designation D 2035-80, USA, 1980.



**ST3 APRMA-18**

## **RESULTADOS DEL ESTUDIO DE LA CORRELACIÓN ENTRE LA TASA DE DOSIS Y LA PLUVIOMETRÍA REGISTRADAS EN LA RED DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA DE LA COMUNIDAD AUTÓNOMA DEL PAÍS VASCO**

**N. Alegría, M. Herranz y F. Legarda**

*Departamento de Ingeniería Nuclear y Mecánica de Fluidos. Universidad del País Vasco. Escuela Superior de Ingenieros. Bilbao*

### **INTRODUCCIÓN**

Tras la constitución de la Red de Vigilancia Radiológica de la Comunidad Autónoma del País Vasco durante el año 2001 se ha ido generando un histórico de medidas radiológicas y de medidas meteorológicas registradas simultáneamente y en continuo las 24 horas del día y a partir de ellas se han estudiado las relaciones existentes entre ambos tipos de magnitudes.

En estudios previos realizados por distintos autores se constata la existencia de una relación entre la tasa de dosis y la pluviometría y se han intentado, con validez muy limitada <sup>(1-7)</sup> algunas correlaciones. Por ello se inició este estudio, para obtener un modelo que pueda predecir la variación de la tasa de dosis en función de la pluviometría.

Este estudio ha tenido varias fases de desarrollo:

- En la primera <sup>(8)</sup> se obtuvo que el aumento de la tasa de dosis no es proporcional al montante pluviométrico registrado ya que el coeficiente de determinación es  $R^2$  y que era necesario estudiar por separado el comporta-

miento de la tasa de dosis en función del periodo en que se realizaban las medidas (Periodo Seco cuando no hay precipitación y Periodo Húmedo cuando sí hay precipitación)

- En una segunda fase se determinó el Nivel de Alarma Base <sup>(8-12)</sup> y se observó que inmediatamente tras un periodo húmedo la tasa de dosis era más elevada de lo habitual, denominando Zona de Transición al intervalo de tiempo existente desde que cesa la precipitación hasta que el valor de la tasa de dosis vuelve a tener su valor normal, el de periodo seco.

- En la tercera fase <sup>(12)</sup> se modeló el comportamiento del radón y sus descendientes en la atmósfera tomando por separado la fracción contenida en el aire y la contenida en el agua de lluvia y se obtuvieron las ecuaciones que representan esas situaciones, aplicando el modelo a casos en el que tras un número de registros consecutivos sin precipitación que permita asegurar la independencia de dos episodios de lluvia se habían producido uno o varios registros consecutivos con precipitación.

- Finalmente siguiendo esta metodología, y tras estudiar todos los casos en los que se inicia la precipitación



cuando la posible influencia del episodio de precipitación anterior se ha extinguido <sup>(12)</sup> se ha verificado la capacidad del modelo para representar las variaciones experimentales.

**MODELO DESARROLLADO**

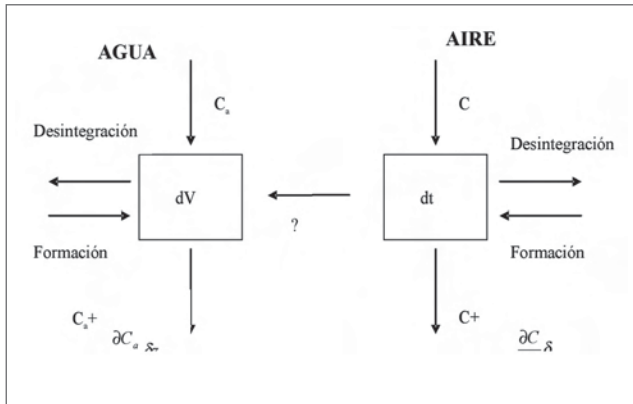


Figura 1.

Con este modelo, que se muestra en la figura 1, las ecuaciones resultantes para ambos compartimentos, aire y agua, tras haber realizado una serie de simplificaciones al modelo general <sup>(12)</sup> son las siguientes:

Aire:

$$\frac{\partial C_i}{\partial t} = v_i \cdot \frac{\partial C_i}{\partial z} + \lambda_{i-1} \cdot C_{i-1} - (\lambda_i + \Lambda) \cdot C_i$$

Donde  $C_i$  es la concentración de actividad del radionucleido  $i$ ,  $\lambda_i$  es la constante de desintegración del radionucleido  $i$  y  $\Lambda$  es el coeficiente de washout.

Agua:

$$\frac{\partial C_{ai}}{\partial t} = p \cdot \frac{\partial C_{ai}}{\partial z} + \lambda_{i-1} \cdot C_{ai-1} - \lambda_a \cdot C_{ai} + \Lambda \cdot C_i \cdot \frac{\tau}{V}$$

Donde  $C_{ai}$  es la concentración de actividad del radionucleido  $i$ ,  $p$  es la velocidad de caída de la gota,  $\tau$  es el volumen de control,  $V$  es el volumen de agua.

Las entradas al programa, para poder realizar los consiguientes cálculos son:

- El tiempo de simulación
- El número de intervalos de lluvia
- Los valores de los registros pluviométricos

- El valor de la altura desde donde comienzan a descender las gotas de agua
- El intervalo de  $z$
- El valor del coeficiente de washout

La condición inicial en este caso es el conjunto de valores de la concentración de actividad en función de la altura, expresado en  $Bq/m^3$ , de  $^{222}Rn$  y de sus descendientes  $^{218}Po$ ,  $^{214}Pb$  y  $^{214}Bi$  en el momento de iniciarse la precipitación y que se habrán obtenido a partir de los valores de concentración de actividad en la atmósfera proporcionados por Jacobi <sup>(13)</sup> y Lupu <sup>(14, 15)</sup> en condiciones de turbulencia normal que se consideran condiciones estándar.

Las condiciones de contorno en este caso expresan que el agua que comienza a descender en la atmósfera, en la que se considera una cierta columna de aire, entra en esta columna carente de radionucleidos y que el caudal de agua que atraviesa esa columna es igual a la precipitación registrada. A la altura a partir de la cual comienzan a descender los radionucleidos responsables del incremento de la tasa de dosis se le denominó Altura Efectiva.

El valor de esa Altura Efectiva es el valor de la altura de la base de las nubes proporcionado tanto por el Instituto Nacional de Meteorología <sup>(16)</sup> como por el Servicio Nacional del Clima de los Estados Unidos de Norteamérica "National Weather Service" <sup>(17)</sup>.

El cálculo se inicia considerando que las primeras gotas de agua comienzan a caer desde la altura introducida hasta el suelo.

Debido a que las estaciones radiológicas miden y registran los valores cada 10 minutos, las estaciones meteorológicas miden y registran durante ese mismo intervalo y por ello se ha considerado que cada periodo de lluvia dura 10 minutos y en el momento en que concluyen los primeros se considera que empieza el segundo periodo de lluvia.

A partir de aquí hay que considerar tres posibilidades:

- Que los 2 intervalos de lluvia tienen el mismo registro pluviométrico
- Que el segundo intervalo de lluvia tiene una pluviometría inferior a la del primero.
- Que el segundo intervalo de lluvia tiene una pluviometría superior a la del primero.

El diagrama de flujo de esta situación se muestra en la figura 2.

Cuando el caso de lluvia estudiado tiene más de 2 intervalos de precipitación, después de cada periodo de lluvia deben considerarse las 3 posibilidades representadas en el diagrama de la figura 2.

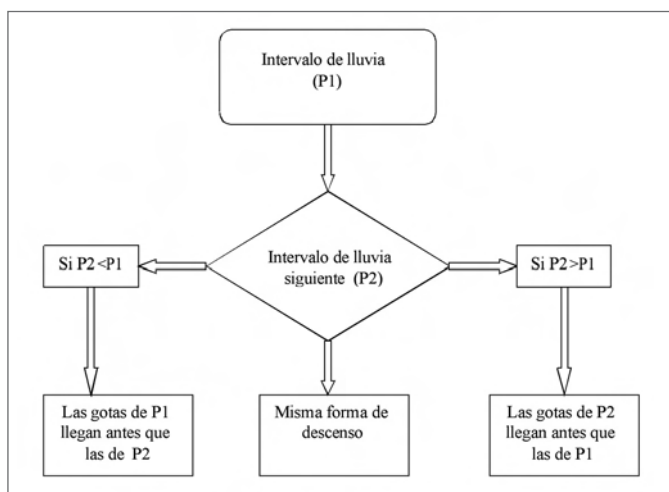


Figura 2.

Una vez que se ha producido la precipitación, el agua se deposita en el suelo. Entre este agua de lluvia depositada y el suelo se produce un fenómeno de contacto <sup>(18)</sup>, en forma de menisco, en el que existe una relación entre el ángulo de contacto, entre la lámina de agua y el suelo, y la altura del agua que se ha depositado sobre el suelo. A la altura máxima de agua de lluvia que se acumula sobre el suelo se le denomina nivel de depósito.

En el caso considerado, que corresponde a agua de lluvia que se deposita sobre un suelo no liso y que tiene impurezas, los ángulos varían entre 45 y 90°<sup>(18)</sup> y la altura alcanzada varía entre los 2.5 y los 3.5 mm. Para validar estas alturas calculadas se han realizado varias medidas in-situ tras distintos episodios de lluvia obteniéndose un valor medio de 3 mm.

En caso de superar esta altura de agua depositada se producirá un vertido por los vertederos ya que considerar que el nivel del agua depositada sobre el suelo se mantiene constante a lo largo del tiempo no parece una suposición muy adecuada y por lo tanto debe reflejarse de alguna manera la evacuación que se produce. Concretamente la azotea donde se encuentra situado el detector de Bilbao tiene 2 desagües circulares de diámetro 0.11 m.

Aplicando la ecuación de conservación de la masa que se emplea para el cálculo de vertederos de pared delgada <sup>(19)</sup> se puede determinar la relación existente entre la altura y el caudal evacuado por dichos desagües. Y esa relación ha sido introducida también en el cálculo.

Finalmente, después de obtener tanto la concentración del radón y de sus descendientes en el volumen de aire como en el volumen de agua, y teniendo en cuenta lo explicado, se calcula la actividad de estos radionuclei-

dos que se acumula a la altura de la azotea, mediante la ecuación:

$$\frac{\partial A_i}{\partial t} = -\lambda_i \cdot A_i + \lambda_i \cdot Q_i + \lambda_{i-1} \cdot A_{i-1} - D$$

Donde  $A_i$  es la actividad del radionucleido  $i$  depositada en la azotea por unidad de superficie,  $Q_i$  es la actividad del radionucleido aportada por el descenso del mismo por unidad de superficie y  $D$  es la actividad transportada por el vertido.

Por último, multiplicando la actividad de los descendientes por los factores de paso a dosis <sup>(20)</sup> y por el flujo obtenido mediante MCNP <sup>(21)</sup> se obtiene el valor de la tasa de dosis producida debido a la precipitación.

## RESULTADOS

Entre todos los resultados obtenidos a continuación se muestran unos ejemplos:

Este primer ejemplo, cuya representación se muestra en la *figura 3*, cumple las siguientes características:

- N° de intervalos de precipitación: 3
- Montante de lluvia: 0.7, 2.2 y 0.2 l/m<sup>2</sup>
- Altura Efectiva medida: 304.8 ± 30.5 m, debido a que el nefobasímetro mide con un error del 10%
- Altura Simulada: 300 m
- Evacuación: debido a que se supera el nivel de depósito de 3 mm, en este caso se considera evacuación.
- Fin del periodo de transición: 10 % del incremento, ya que cuando el incremento de la tasa de dosis desciende por debajo de ese valor puede considerarse que el incremento es debido a carácter aleatorio.

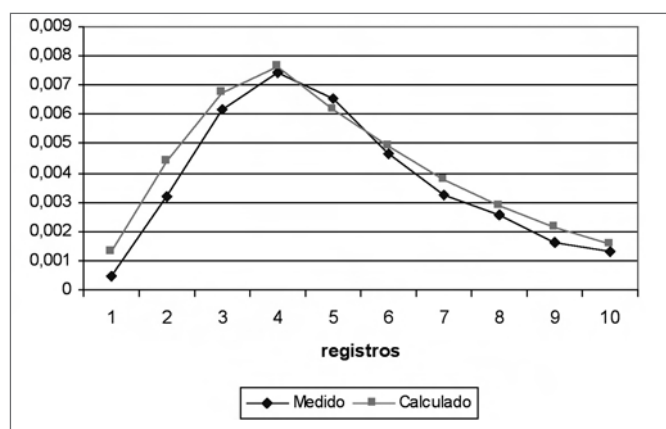
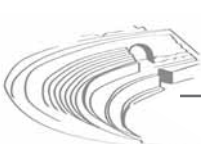


Figura 3.

Este segundo ejemplo, cuya representación se muestra en la *figura 4*, cumple las siguientes características:



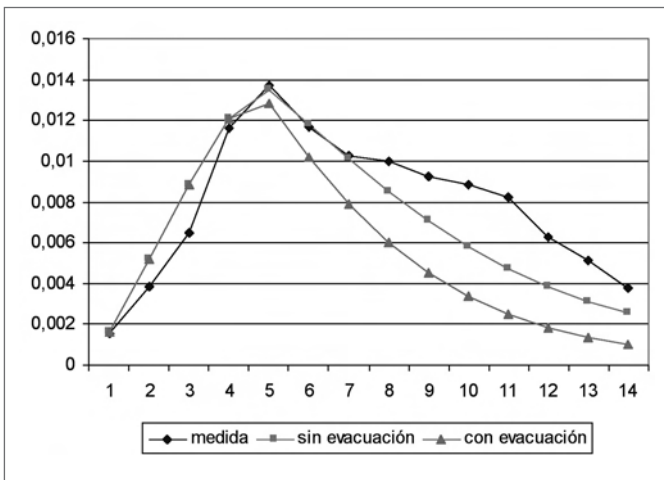


Figura 4.

- Nº de intervalos de precipitación: 4
- Montante de lluvia: 0.5, 0.2, 0.9 y 0.4 l/m<sup>2</sup>
- Altura Efectiva medida: 304.8 ± 30.5 m
- Altura Simulada: 300 m
- Evacuación: este caso se observa claramente que hay un problema de atasco del desagüe que impide la salida del agua y por eso se han representado en la figura 4 los valores medidos, los valores calculados sin considerar evacuación y considerando que hay evacuación.
- Fin del periodo de transición: 10 % del incremento

En el segundo ejemplo, a partir del intervalo 8 se observa un incremento del valor de la tasa de dosis medida con respecto el valor calculado sin evacuación.

Este incremento, que se muestra en la figura 5, se estima que puede haber sido originado por un aporte pluviométrico, que al ser inferior al límite detectado por el plu-

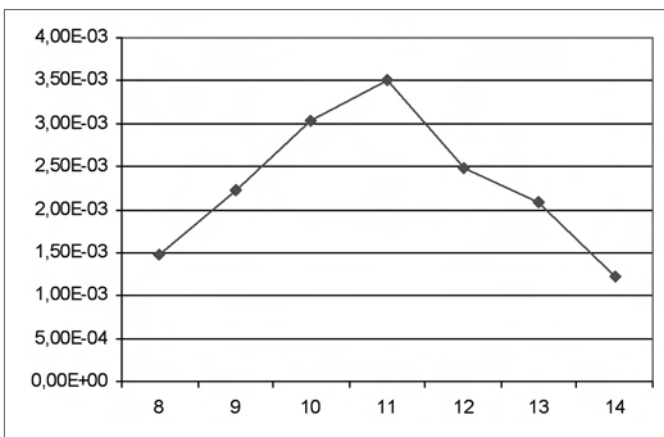


Figura 5.

viómetro, no se ha registrado. Esto parece recomendar el empleo de pluviómetros de mayor sensibilidad.

Este tercer ejemplo, cuya representación se muestra en la figura 6, cumple las siguientes características:

- Nº de intervalos de precipitación: 3
- Montante de lluvia: 0.7, 0.2, y 0.1 l/m<sup>2</sup>
- Altura Efectiva medida: 487 ± 48.7 m
- Altura Simulada: 500 m
- Evacuación: en este caso se ha considerado evacuación.

En este tercer ejemplo se observa, que la tasa de dosis medida muestra un incremento que no tiene justificación, pero que puede tener su origen en un episodio pluviométrico no registrado.

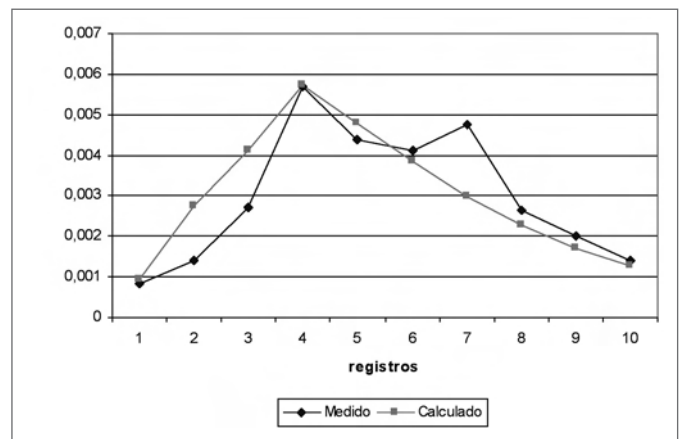


Figura 6.

## CONCLUSIONES

Tras finalizar el estudio de la correlación entre la tasa de dosis y la pluviometría se puede concluir afirmando que el modelo predice con bastante exactitud el incremento de la tasa de dosis en función del montante de la precipitación.

## REFERENCIAS

1. Ichiji T. and Hattori, T. editors. "Continuous measurement of Environmental Gamma radiation in Tokyo Using Ge Semiconductor Detector", Publications of IRPA. Hiroshima. IRPA 10. 14 -19 may. 2000
2. Fujimoto K., Shibata S. and Torikoshi M., editors. "Causes of Exposure Rate increase in the Air and Water Monitoring". Publications of IRPA. Hiroshima. IRPA 10. 14 -19 may. 2000
3. Nishikawa, T.; Tamagawa, Y. & Miyajima, M. "Analysis of Environmental Gamma-Ray Intensity Increase Due to precipitation using EGS4 Monte Carlo Simulation Code" Publica-



- tions of IRPA. Hiroshima. IRPA 10. 14 -19 may. 2000
4. Nishikawa, T, Aoki, M., & Okabe, S. "Seasonal variation of Radon Daughters Concentrations in the Atmosphere and in Precipitation at Japanese Coast of the Sea of Japan". Radiation Protection Dosimetry. Vol. 24, No 1/4, pp 93 – 95 (1988).
  5. Korsbech, U., Nielsen, K. G. "A simple method for Early Detection of Fall-Out". Radiation Protection Dosimetry. Vol. 40, Nº 2, pp 103 – 109 (1992)
  6. Nishikawa, T, Aoki, M., & Okabe, S. "Automatic Measuring Instrument for Radon Daughters concentration of Precipitation". Journal of Nuclear Science and Technology, 23 [11], pp. 1001 – 1007. November 1986
  7. Aage, H. K., Korsbech, & Bargholz, U.. "Early Detection of Radioactive Fallout by Gamma Spectrometry". Radiation Protection Dosimetry. Vol. 106, No 2, pp. 155 - 164 (2003)
  8. Alegría, N. "Análisis de la Influencia de la Pluviometría en la Lectura de Tasa de Dosis de los Monitores de Vigilancia Radiológica", Informe de Investigación. Bilbao, Julio de 2003
  9. Alegría, N., Herranz, M. & Legarda, F. "Análisis del Comportamiento de la a Influencia de la Tasa de Dosis registrada por las Estaciones de la Red de Vigilancia de la Comunidad Autónoma del País Vasco". Radioprotección. X Congreso Nacional de la SEPR, 2005 Septiembre 20-23, Huelva
  10. Alegría, N., Herranz, M. & Legarda, F. "Análisis de la Respuesta de la Sonda que mide la Tasa de Dosis medida en la Estación Radiológica de Bilbao". Senda Editorial. 31 Reunión de la SNE, 2005, Octubre 19-21, Logroño
  11. Alegría, N., Herranz, M. & Legarda, F. "Study of the Dose Rate Measured by the Radiological Surveillance Network of the Basque Country. European IRPA, París 2006.
  12. Alegría, N., Herranz, M. & Legarda, F. "Estudio de la Correlación entre la Tasa de Dosis y la Pluviometría registradas en Bilbao". Senda Editorial. 32 Reunión de la SNE, 2006, Octubre 4-6, Tarragona
  13. Jacobi, W. & André, K. "The vertical distribution of radon 222, radon 220 and their decay products in the atmosphere". Journal of Geophysical Research. 1963. Vol. 68, nº 13, pp. 3799 -3814
  14. Lupu, A. & Cuculeanu, V. "Vertical Distribution of radon progeny over vegetated ground". Journal of geophysical, 1999, vol. 104, nº 122, pp. 27,527 – 27,534
  15. Lupu, A. & Cuculeanu, V. "Code for calculating the vertical distribution of radon isotopes and their progeny in the atmosphere". Computer Physics Communications 141, 2001, pp. 149 – 162
  16. [www.inm.es/](http://www.inm.es/)
  17. [weather.noaa.gov/weather/current/LEBB.html](http://weather.noaa.gov/weather/current/LEBB.html)
  18. White F. M. "Mecánica de fluidos" McGraw Hill. 2002
  19. Webber N. B. "Mecánica de Fluidos para Ingenieros" Estructuras hidráulicas URMO. 1969
  20. ICRP Publication 74. International Commission on Radiological Protection. Pergamon Press. 1997
  21. Los Alamos National Laboratory. MCNP-4C. Monte-Carlo N-Particle Transport Code System, versión 4C. New México. USA, 2001



**ST4**

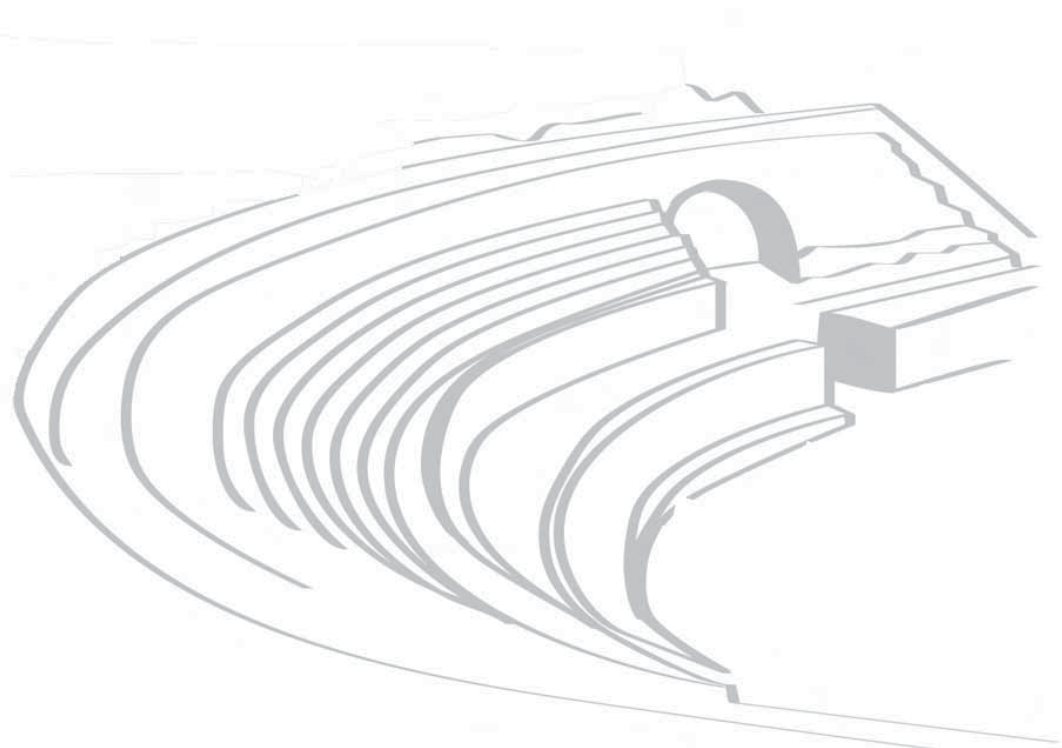
**SESIÓN TÉCNICA**

**PROTECCIÓN RADIOLÓGICA  
OPERACIONAL Y DOSIMETRÍA**

**Jueves 20 de septiembre de 2007**

**11:45 - 12:45**

**Coordinadora: Teresa Navarro (CIEMAT)**



# PUESTA EN MARCHA DE UN SISTEMA DE DOSIMETRÍA PERSONAL BASADO EN LA LUMINISCENCIA ESTIMULADA ÓPTICAMENTE (OSL)

C. Prieto <sup>1</sup>, E. Vano <sup>1,2</sup>, J.M. Fernández <sup>1,2</sup>, D. Martínez <sup>1</sup>, J.M. Ordiales <sup>1</sup>

<sup>1</sup>Servicio de Física Médica. Hospital Clínico San Carlos. Madrid.

<sup>2</sup> Departamento de Radiología. Facultad de Medicina. Universidad Complutense. Madrid.

## OBJETIVOS

Describir los controles llevados a cabo para la puesta en marcha de un sistema de dosimetría personal basado en la luminiscencia estimulada ópticamente.

## INTRODUCCIÓN

La luminiscencia estimulada ópticamente (optically stimulated luminescence – OSL) es la luminiscencia que emite un aislante o semiconductor irradiado durante la exposición a la luz. La intensidad de dicha luminiscencia es una función de la dosis de radiación absorbida y, por tanto, puede utilizarse como método de dosimetría de la radiación. OSL en el campo de la dosimetría se ha utilizado en dosimetría personal, dosimetría ambiental, dosimetría a pacientes y dosimetría retrospectiva, principalmente para datación, utilizando OSL de minerales

naturales, y dosimetría en caso de accidente (utilizando materiales del entorno como ladrillos o porcelana) <sup>(1)</sup>.

## MATERIALES

En el último trimestre de 2005 se procedió a la puesta en marcha y a la realización de medidas preliminares de un equipo de dosimetría OSL InLight™ de Landauer (www.landauerinc.com) diseñado para dosimetría personal<sup>(2)</sup>. Los dosímetros están compuestos de óxido de aluminio dopado con carbono (Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>:C) que presenta una alta sensibilidad para dosimetría, una respuesta lineal con la dosis en varios órdenes de magnitud y los procesos de lectura suponen una pérdida de señal muy baja.

Cada dosímetro contiene 4 detectores cubiertos con filtros según la siguiente tabla:

Tabla 1: Espesores de filtro utilizados en el dosímetro (mg/cm<sup>2</sup>)

	Ventana abierta	Plástico	Aluminio	Cobre
Anterior	29	275	375	545
Posterior	134	283	383	553

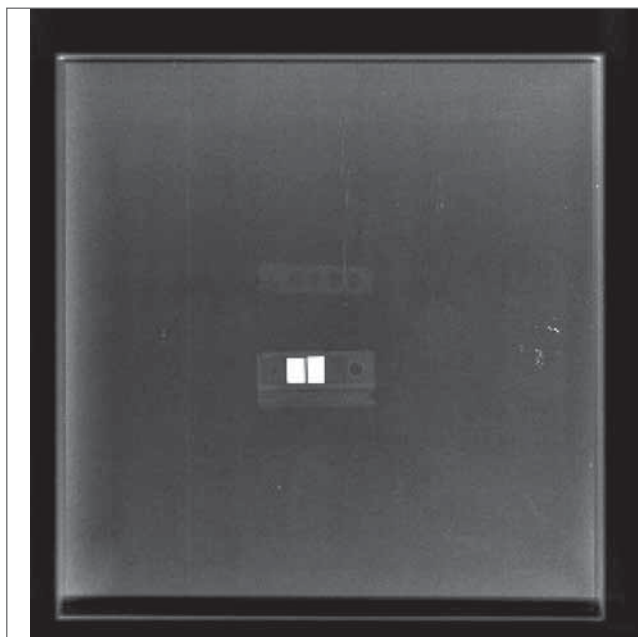


Figura 1: Radiografía de un dosímetro en la que se pueden ver los distintos filtros de la carcasa (ver tabla 1).

En la *figura 1* se muestra una radiografía de la carcasa con los filtros y de los 4 detectores.

Para las medidas se han realizado exposiciones en un equipo convencional de rayos X, situando en cada una de ellas una cámara de ionización Radcal modelo 2026c (www.radcal.com) intercomparada con un equipo calibrado, junto con un dosímetro OSL sobre láminas de Polimetil Metacrilato (PMMA) en una geometría reproducible (*Figura 2*).

Se han analizado parámetros como el tiempo necesario de borrado, variación de la respuesta entre dosímetros, variación de respuesta con la energía y con la dosis,



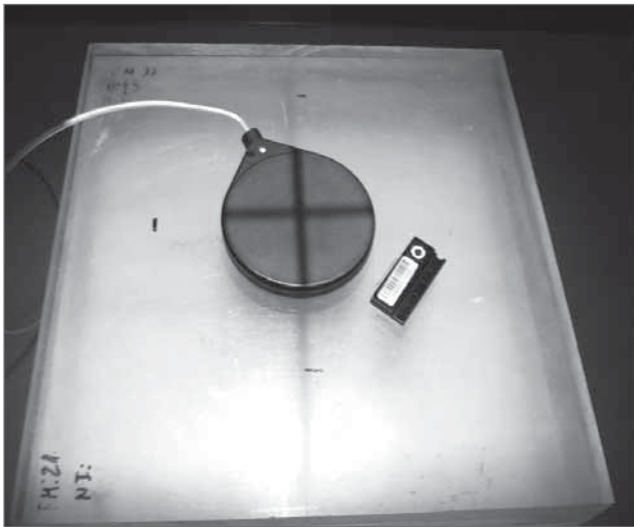


Figura 2: Cámara de ionización junto con dosímetro OSL sobre PMMA en una de las exposiciones realizadas durante las medidas para la puesta en marcha del sistema.

linealidad con la dosis y pérdida de señal en lecturas consecutivas.

## RESULTADOS

La variación de la respuesta con la energía es muy pequeña. En el rango de rayos X de 40 a 60 kV esta variación ha sido de aproximadamente un 4%. En este rango se encontrarán previsiblemente gran mayor parte de los fotones de radiación dispersa que podría recibir el portador del dosímetro en instalaciones de radiodiagnóstico. Entre 60 y 120 kV se observa una disminución de la respuesta de hasta un 16%.

La desviación típica de las lecturas obtenidas al irradiar los dosímetros OSL en idénticas condiciones fue de un 6%.

La desviación típica en la respuesta para dosis mayores de 500  $\mu\text{Gy}$  fue del 2%, observándose variaciones respecto al valor medido con un cámara de ionización de hasta un 14% para dosis menores de 500  $\mu\text{Gy}$  en las medidas realizadas. Se observa una respuesta lineal con la dosis en el rango estudiado (de 0 a 6 mGy) con un coeficiente de correlación mejor que 0,99 para distintas energías del haz con el que fueron irradiados los dosímetros (véase figura 3).

La pérdida de señal durante el proceso de lectura fue de aproximadamente un 0.7%, lo que permite repetir las lecturas si es necesario con un pequeño error. La pérdida de señal de los dosímetros irradiados fue de aproxi-

madamente un 5% mensual para dosis acumuladas de 1 mGy.

El tiempo necesario de borrado con una luz intensa es función de la dosis acumulada en el dosímetro. En nuestro caso se ha utilizado un tiempo de borrado de 60 horas utilizando para el borrado la luz de un negatoscopio convencional, tiempo que hemos visto que es suficiente para borrar la señal de dosis acumuladas de hasta unos 5 mGy

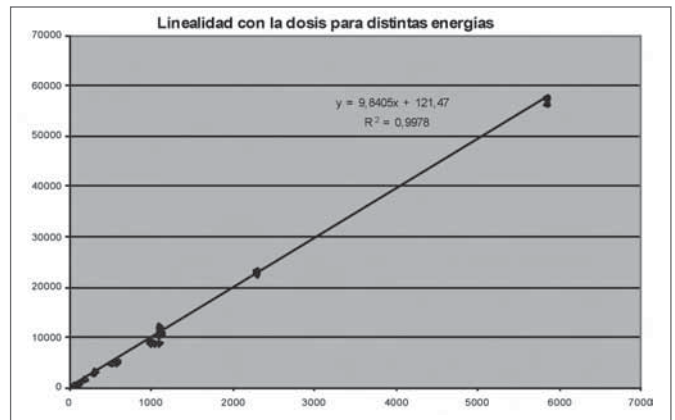


Figura 3: Linealidad entre la respuesta de la cámara de ionización y la lectura de los dosímetros OSL. Para cubrir un amplio rango de dosis no todas las medidas se han realizado con la misma calidad de haz, dado que se habría excedido la capacidad del tubo de rayos X utilizado.



Figura 4: Dosímetros durante el proceso de borrado sobre un negatoscopio convencional.

## CONCLUSIONES

La ventaja más importante del sistema de dosimetría personal OSL es que el proceso de lectura es casi in-

mediato con el sistema portátil evaluado, sin necesidad de complejos procesos de calentamiento ni de envío a un centro de lectura. No se han encontrado fuentes de error importantes en el proceso de lectura y los primeros resultados en el uso de este tipo de dosímetros nos han permitido su utilización para procedimientos intervencionistas guiados por fluoroscopia donde las dosis ocupacionales pueden ser significativas y la corrección de prácticas incorrectas se debe hacer lo antes posible.

## BREFERENCIAS

1. Bøtter-Jensen, L, McKeever, S W S, Wintle, A, 2003. *Optically stimulated luminescence dosimetry*. Elsevier Science B.V., Amsterdam.
2. Perks CA, Le Roy G, Prugnaud B. *Introduction of the InLight monitoring service*. *Radiat Prot Dosimetry*. 2007 Mar 26; [Epub ahead of print] PMID: 17387125



# ST4 APRO-4

## APLICACIÓN INFORMÁTICA DE P.R. OPERACIONAL

C. Castell, V. Vallejo y J. Carrera

Central Nuclear Vandellós II

### INTRODUCCIÓN AL PERMISO DE TRABAJO CON RADIACIONES.

El Permiso de Trabajo con Radiaciones (PTR), tal y como se define en los Manuales de Protección Radiológica de las CCNNEE, “es un documento donde se recoge la información básica del trabajo a realizar y de sus condiciones radiológicas así como los requisitos de protección”. Esta definición, más o menos afortunada, expresa la necesidad de conocer el trabajo y los riesgos asociados para poder asignar las protecciones; ese debería ser el objeto principal del PTR. Sin embargo, en la práctica se tiende a pensar que el PTR es un mero trámite administrativo por el cual “se permite trabajar”, dando más importancia al trámite del documento en sí mismo que a la ayuda que dicho documento debe prestar tanto a los trabajadores como a los profesionales de la Protección Radiológica.

Si observamos el documento WANO SOER-01-01 “Unplanned Radiation Exposures”, donde se recopilan una serie de sucesos de exposiciones no planificadas ocurridos en los principales reactores del mundo en el periodo 97-99, así como el documento complementario WANO SER-4-01 “Continued Problems With Unplanned External Radiation Exposures”, podemos ver que muchas de las causas asociadas a estos incidentes están

relacionadas con la utilización de Permisos de Trabajo con Radiaciones inadecuados bien por deficiencias en los Programas de Protección Radiológica, bien por variaciones imprevistas y no registradas de las condiciones radiológicas del trabajo ó bien por indiferencia (negligencia) sobre los controles radiológicos o instrucciones indicadas en el PTR.

Algunos de los incidentes se produjeron en plantas americanas porque el responsable del trabajo dio más importancia al trámite administrativo del documento (“disponer del permiso”) que a la importancia de transmitir las instrucciones del PTR a cada uno de los trabajadores participantes en el trabajo. El PTR lleva implícito el conocimiento de los riesgos asociados al trabajo por parte de los trabajadores y comprender el significado de cada una de las instrucciones indicadas. En este ejemplo, tampoco la labor de Protección Radiológica fue llevada a cabo de manera satisfactoria.

Conocemos el caso, también, de una Central centroeuropea que tramitaba sus PTR “s utilizando mapas radiológicos con más de 6 meses de antigüedad y que el personal de Protección Radiológica no verificaba en campo si las condiciones radiológicas seguían siendo válidas. Se debe tener en cuenta que, un PTR, es un documento vivo que requiere la revisión periódica en campo del personal de PR ante condiciones radiológi-



cas cambiantes o antes situaciones no previstas en el momento de su apertura. Es decir, no solo es importante la emisión de un PTR sino también la verificación de que este es adecuado y utilizado por los trabajadores de manera correcta.

Importante es, así mismo, la “especificidad” de un PTR para un determinado trabajo en tanto en cuanto los riesgos radiológicos están asociados a múltiples factores. En ocasiones, los trabajadores pueden pensar que un PTR puede ser válido para varios trabajos similares o que se realizan en zonas próximas sin tener en cuenta que las condiciones radiológicas han podido cambiar. Un suceso de sobreexposición tuvo lugar en una Central India cuando dos trabajadores que habían realizado un trabajo en la zona norte de transferencia de combustible, para el que disponían de PTR, se adelantaron a realizar un trabajo similar en la zona sur de transferencia de combustible, mientras su supervisor preparaba el PTR, suponiendo que solo se trataba de un trámite administrativo; las condiciones radiológicas existentes en la zona sur supusieron una superación de los límites anuales para ambos trabajadores.

Es claro pues que más importante que el puro trámite administrativo más o menos burocrático por el que se realiza un PTR, la importancia del mismo reside en establecer el proceso para la comunicación (formal y documentada) a los trabajadores de las condiciones radiológicas en que se va a realizar el trabajo (es decir, riesgos asociados al trabajo), de los controles y revisiones que debe realizar PR (verificación de niveles radiológicos cambiantes) y de las medidas de protección, dosis permitidas e instrucciones de protección que debe seguir el trabajador. Por tanto, cuanto mayor sea el conocimiento que se tiene de las condiciones radiológicas del trabajo mejor será la calidad con que se realiza un PTR.

Según WANO GL-2004-01 “Guidelines for Radiological Protection at NPP”, el PTR no es un proceso aislado sino que debe formar parte del proceso general de gestión de trabajos, es decir, debe llevar asociado lo siguiente:

- Procedimientos de trabajo y otros registros que complementan el PTR (Programación, OT s etc.) y clara descripción del tipo y lugar del trabajo.
- Experiencia Operativa en la realización del trabajo (JIT y lecciones aprendidas), Prejob briefing y post-job debrief.
- Estado Radiológico actualizado (Radiación en área, puntos calientes y zonas de baja tasa. Actualización de vigilancias y de cambios significativos).
- Estimación de dosis colectiva y método de reducción si aplica.

- Protecciones, acondicionamiento de áreas, tratamiento de residuos, etc. (Instrucciones específicas).
- Señalización y precauciones (barreras).
- Determinación del grado de vigilancia de P.R. (incluso teledosimetría).
- Los trabajadores deben de entender y asumir el significado de toda la información que se le proporciona.

Esto es coherente con lo que se exige en los Manuales de Protección Radiológica de las CCNNEE y en los que se establece dos tipos de PTR según los trabajos a realizar. Estos son los PTR s prolongados y los PTR s específicos. El PTR prolongado solo se debe utilizar para aquellos trabajos que se realizan de forma rutinaria y en los lugares (de bajo riesgo) en los que las condiciones radiológicas permanecen estables y conocidas. Para el resto de trabajos, en función del riesgo, se va a requerir un PTR específico a dichos riesgos. El tipo de PTR y su evaluación asociada más o menos dificultosa va a depender, por tanto, del tipo de trabajo a realizar, la zona en que se desarrolla y los riesgos específicos asociados.

En Vandellós II, los criterios por los cuales se determina la necesidad de abrir un PTR y el ámbito de aplicación de los mismos son por la zona (*Figura 1*) o por riesgo (*Figura 2*).

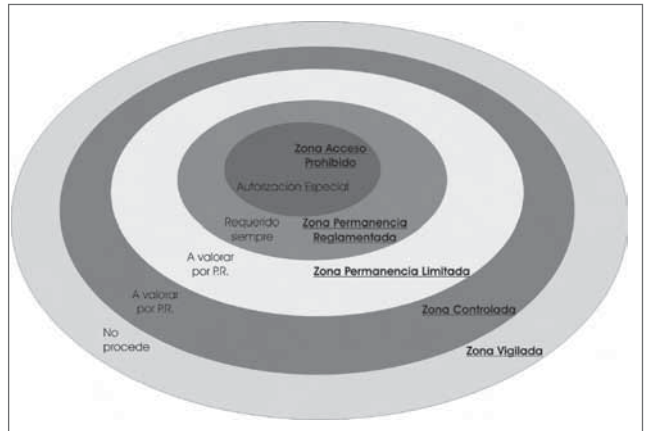


Figura 1.

En Operación Normal la apertura de un PTR, el conocimiento previo de las condiciones radiológicas de la zona de trabajo, la evaluación de las dosis previstas, la asignación de medios de protección y el seguimiento posterior durante la ejecución del trabajo puede ser un proceso relativamente sencillo y fácil de ejecutar con lo que la probabilidad de ocurrencia de incidentes o de situaciones imprevistas con o sin consecuencias suele ser baja.

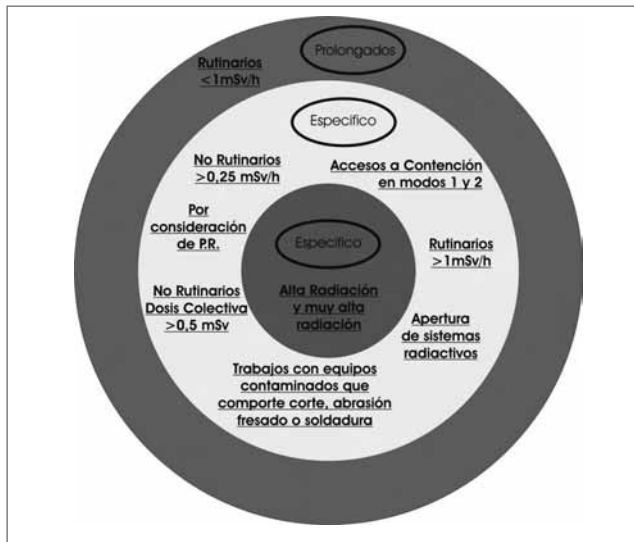


Figura 2.

Sin embargo, en una parada por recarga en que el volumen de trabajos con riesgo específico que se realizan es altísimo y además en espacios cortos de tiempo, en detrimento de una buena planificación, la probabilidad de incidencias aumenta ostensiblemente y el proceso global se complica. Todo este proceso global requiere grandes esfuerzos de coordinación entre todas aquellas secciones de Protección Radiológica que son requeridas para una correcta evaluación de los riesgos y de las protecciones, es decir, personal que realiza las medidas radiológicas, personal que gestiona la dosimetría operacional, personal de acondicionamiento de áreas etc, porque toda esta información será necesaria para realizar la apertura de un PTR y la transmisión de la información al trabajador.

La elaboración de los PTR s de Recarga por parte del personal situado en el Acceso a la Zona Controlada Habitual requiere:

- Un conocimiento casi “on-line” de las condiciones radiológicas en las que se va a realizar el trabajo.
- Un conocimiento “on-line” de los créditos de dosis permitidos para cada trabajador que va a participar en el trabajo.
- Una evaluación exhaustiva y a la vez rápida de los riesgos asociados al trabajo.
- Un conocimiento actualizado del estado de la planta en cada momento, así como información complementaria sobre zonas de paso, otros trabajos que se puedan estar realizando y que puedan interferir, etc.
- Realización y explicación a los trabajadores de los PTR’s rápida (2-3 minutos) para evitar acumulación de trabajadores.

### Aplicación informática de PR Operacional.

Para conseguir esto se ha implantado en las Centrales de Ascó y Vandellós II una aplicación informática pensada y diseñada por personal de P.R y llevada a término por personal informático inmerso en el entorno de Protección Radiológica y atendiendo a necesidades reales y sometida a revisiones casi en tiempo real. Esta aplicación se ha proyectado para disponer de la información radiológica necesaria, de los créditos de dosis de los Trabajadores Expuestos y de todos los matices necesarios para poder informar de los riesgos asociados a un trabajo y poder asignar las protecciones.

En un primer apartado de la aplicación, se diseña la periodicidad para la realización de vigilancias radiológicas, consiguiendo así valorar todos los recintos de la Central en función de su peligrosidad, posibilidad de cambios, frecuencia de acceso de trabajadores y de cambios operativos de la planta.

La aplicación facilita al Monitor de P.R. la vigilancia a realizar con los últimos datos recopilados en el recinto, en formato papel o en una PDA. Cualquiera de las dos opciones, dispone de herramientas para introducir los datos al sistema con suma facilidad. Estas vigilancias así como todas aquellas que se realizan por otros motivos (apertura de sistemas, trabajos que puedan alterar las condiciones radiológicas, seguimiento de maniobras de equipos o materiales radiactivos, etc.) configuran el Mapa Radiológico de la Instalación.

Cada recinto en función de sus condiciones, tiene asociada una señalización radiológica y un vestuario de protección. Estas se comprueban y actualizan si procede, durante las vigilancias.

El objetivo es que en todo momento se pueda consultar los niveles radiológicos actualizados, la señalización y el vestuario prescrito para acceder a un recinto determinado, así como toda la información que pueda ser de interés (croquis, fotos, descripciones, etc.).

Todas las consultas pueden realizarse en pantalla (tipo página web) o imprimir los apartados que sean precisos.

En este momento la aplicación se utiliza en el entorno de P.R., no obstante se implantará un formato de consulta que podrá ser accesible desde cualquier ordenador de la Central, pudiendo facilitar la planificación de trabajos al resto de departamentos de la Organización.

Hay una importante base de datos gráfica que facilita la utilización de los datos radiológicos. Cuando en un recinto hay uno o varios puntos calientes, se marcan en un croquis la posición y en las fotos su localización exacta,



pudiendo presentar una información adecuada al personal que accederá al recinto (figura 3).



Figura 3.

En la imagen anterior vemos una sección del cubículo con la localización de dos puntos calientes, y los valores de radiación en contacto y a un metro de los mismos, así como el valor de la radiación en área del cubículo.

Tanto para la mejor visualización de los datos, como para la mejor comprensión de los mismos, cuando hablamos de señalización radiológica figura la imagen de la señal y su descripción (Figura 4.).

De la misma forma cuando vemos la descripción del vestuario prescrito, se utiliza unos dibujos simples y que no dan lugar a duda (Figura 5).

Toda esta información puede ser visualizada parcialmente o agrupada por distintos criterios. El caso mas habitual es el de recopilar toda la información de un recinto o cubículo determinado. No obstante las posibilidades desde el punto de vista de P.R. son muchas más. Debido a que la base de datos es extensa y está muy estructurada, podemos realizar infinitas consultas, como por ejemplo:

- De un cubículo determinado, ver la evolución de un valor (área, punto caliente o contaminación) entre dos fechas. En Vandellòs tenemos recopilación de datos desde el 1.993.
- Relación de cubículos con una radiación en área superior a un valor.
- Relación de cubículos de una elevación, de un edificio o de todos los edificios, con una o unas señalizaciones determinadas.
- Relación de los cubículos en los que se utilice un determinado vestuario.

<b>Señalización</b>	
	<p><b>Color:</b> Verde</p> <p><b>Descripción:</b> Zona Controlada Riesgo</p> <p><b>Fecha Impl.:</b> 27/09/2006 10:37</p> <p><b>Instrucciones:</b></p>
<b>Vestuario</b>	
<b>¿Es Zona de Paso?:</b>	No
<b>Fecha de Implantación:</b>	16/12/1993 14:00
<b>Instrucciones:</b>	PARA INSPECCIONES, NO ES NECES.

Figura 4.

Cuando se va a realizar un trabajo con riesgo radiológico, la aplicación dentro de su apartado de PTR, agrupa todos los datos necesarios para la realización del Permiso de Trabajo con Radiaciones:

- Descripción del trabajo. Lugar, alcance, duración, código de trabajo, dosis colectiva estimada, etc.
- Estado radiológico del lugar de trabajo. Niveles, clasificación radiológica, puntos calientes, etc.
- Trabajadores que intervienen en la operación. Su categoría de Trabajador Expuesto, su crédito de dosis más restrictivo.
- Vestuario de protección a utilizar, bien sea el prescrito por acceso al cubículo o más restrictivo por el trabajo a realizar y las condiciones esperadas.
- Instrucciones específicas para el trabajo que van desde el tiempo máximo de permanencia a qué realizar con los residuos generados.
- Dosimetría adicional, tipo de seguimiento por parte de P.R. (puntual, periódico o presencial) y el personal responsable completan toda la información del PTR.



Figura 5.



Una vez abierto el PTR, el trabajador queda vinculado a ese trabajo y mientras no se saque temporal o definitivamente, toda la dosis queda asociada a este PTR y Código de Trabajo.

Un trabajador puede estar vinculado a varios PTR, pero solo puede estar de alta en uno. Esto nos permite asegurar que toda la dosis se asocia a su trabajo y nos da agilidad para poder cambiar a un trabajador rápidamente de trabajo.

Una vez emitido el PTR y en función del tipo de seguimiento establecido (puntual, periódico o presencial), el Monitor de P.R. en planta controla si se utilizan las protecciones prescritas y verifica qué tipos de alteración de los niveles radiológicos se producen como consecuencia del trabajo o de otras variables del entorno.

Siguiendo con el concepto de PTR "vivo", si hay diferentes condiciones radiológicas a las iniciales o a las esperadas se tomarán acciones de inmediato en cam-

po (modificación de las protecciones o interrupción del trabajo hasta nueva planificación) y en la aplicación (actualizando los valores radiológicos y el tipo de señalización y/o vestuario en caso que sea necesario). De esta forma los trabajos que puedan generarse en su zona de influencia, ya tendrán actualizados los nuevos niveles y/o protecciones.

En conclusión, la aplicación informática es una excelente herramienta que nos facilita la información radiológica "on-line" que nos permite valorar, nos agiliza la realización del PTR administrativo con todos los datos necesarios, su velocidad de proceso es excelente teniendo en cuenta los datos procesados, se retroalimenta con el propio sistema de trabajo e inspección de los trabajos, y finalmente la consideramos adaptable a nuevas exigencias ya que no es un paquete cerrado. Cada vez que surge una mejora fruto de la experiencia del trabajo en planta, se transmite al personal informático y se plasma en la aplicación.



ST4 APRO-69

## CUARTA CAMPAÑA DE INTERCOMPARACIÓN ENTRE SERVICIOS DE DOSIMETRÍA PERSONAL EXTERNA

M. Ginjaume <sup>1</sup>, A. Brosed <sup>2</sup>, M. Roig <sup>1</sup>, A. González <sup>2</sup>, X. Ortega <sup>1</sup>, A. Martín <sup>3</sup>,  
I. Villanueva <sup>3</sup> y T. Labarta <sup>3</sup>

<sup>1</sup> Institut de Tècniques Energètiques – Universitat Politècnica de Catalunya. <sup>2</sup> Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes, CIEMAT. <sup>3</sup> Consejo de Seguridad Nuclear.

### INTRODUCCIÓN

Durante el año 2006 el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) organizó, en colaboración con los laboratorios de calibración del CIEMAT y del Instituto de Técnicas Energéticas de la Universidad Politécnica de Catalunya (INTE) la cuarta campaña de intercomparación entre Servicios de dosimetría personal externa (SDP) autorizados por el CSN. Estas campañas tienen como objetivo principal la verificación de la calidad de los servicios participantes. En el aspecto regulador, las campañas proporcionan una base objetiva que permite, cuando los resultados así lo aconsejan, requerir acciones correctoras pertinentes. En la campaña de 2006 participaron 21 SDP que utilizaron

distintos sistemas dosimétricos todos ellos con detectores termoluminiscentes. La campaña del año 2006 incluyó como novedad respecto a campañas anteriores, comprobar la fiabilidad de los sistemas dosimétricos para la determinación de las dosis producidas por radiación beta y por campos de radiación mixta gamma-rayos X.

### MATERIAL Y MÉTODOS

Los procedimientos de calibración utilizados por los laboratorios se basan en las recomendaciones internacionales para la calibración de dosímetros personales descritas en la norma ISO 4037-3<sup>(1)</sup> para radiación fotónica y en la norma ISO 6980-3<sup>(2)</sup> para radiación beta. Los



dosímetros de cada SDP se han irradiado en 6 niveles de dosis equivalente personal, en un rango comprendido entre 0.2 mSv y 5.2 mSv: dos puntos correspondientes a calidades de rayos X, dos para <sup>137</sup>Cs, una irradiación mixta rayos X-<sup>137</sup>Cs y una irradiación beta con <sup>90</sup>Sr/<sup>90</sup>Y. En la *Tabla 1* se resumen los puntos de calibración considerados.

De acuerdo con las recomendaciones de la norma ISO 4037-3, en general se ha utilizado un maniquí en forma de prisma de dimensiones 300mm·300mm· 150mm, con paredes en polimetil metacrilato (PMMA), relleno de agua. Los dosímetros se sitúan centrados sobre la pared frontal de 2.5 mm de espesor. El resto de paredes del maniquí tienen un espesor de 10 mm. En las irradiaciones con <sup>137</sup>Cs efectuadas en el laboratorio del CIEMAT se ha utilizado un maniquí sólido de PMMA de las mismas dimensiones (ambos maniquíes son equivalentes para dicha energía). El haz de irradiación incide perpendicularmente sobre la superficie del maniquí.

Las magnitudes utilizadas han sido la dosis equivalente personal H<sub>p</sub>(10) y H<sub>p</sub>(0.07), en un maniquí de tejido ICRU de las mismas dimensiones que el maniquí empleado en la calibración.

Tabla 1: Puntos de calibración seleccionados

Punto de calibración	Calidad de radiación	Energía media (keV)	Rango de dosis equivalente personal (mSv)
1	N-60	( ) 48	0.5 (± 30 %)
2	N-150	( ) 118	2.5 (± 30 %)
3	<sup>137</sup> Cs	( ) 661	...
4	<sup>137</sup> Cs	( ) 661	4.0 (± 30 %)
5	N-60 + <sup>137</sup> Cs	( ) 48 +	1.0 (± 30 %) 1.0 (± 30 %)
6	<sup>90</sup> Sr/ <sup>90</sup> Y	( <sub>max</sub> Sr) 670 ( <sub>max</sub> Y) 2270	0.7 (± 30 %)

Para cada punto de calibración se han irradiado 9 dosímetros por participante.

De modo análogo a la campaña de 2001<sup>(3)</sup>, el análisis de resultados se ha llevado a cabo de acuerdo con los criterios recomendados en las publicaciones no 60 y n°75 de ICRP<sup>(4,5)</sup>, a partir del uso de las denominadas “curvas de trompeta” y también según las recomendaciones de la Norma ANSI 13.11<sup>(6)</sup>. Asimismo se ha efectuado una valoración de la evolución temporal de la calidad de los SDP participantes en las tres últimas campañas.

El análisis mediante curvas de trompeta, consiste en definir una tolerancia en la estimación de las dosis de un factor 2 para los valores próximos al nivel de registro (en el caso de España el CSN ha establecido un nivel de registro de 0.10 mSv/mes), y un factor de 1.5 para valores próximos al límite de dosis. Entre ambos niveles de dosis se aplica un factor intermedio que viene definido por las expresiones analíticas denominadas curvas de trompeta<sup>(7)</sup>. Se establece como tolerancia que un máximo de 10 % de las estimaciones de dosis de cada grupo de dosímetros ensayado, se encuentre fuera de los límites indicados por las curvas.

En lo que se refiere a los criterios propuestos por la norma ANSI, se define la desviación relativa de dosis B, como el valor medio de las desviaciones individuales P<sub>j</sub> de los dosímetros de un punto de calibración, de manera que se obtiene:

$$P_j = \frac{(M_j - M_v)}{M_v}, B = \frac{1}{n} \sum_{j=1}^n P_j \quad (1)$$

donde:

- M<sub>v</sub> es el valor convencionalmente verdadero de la dosis equivalente recibida por el grupo de dosímetros.
- M<sub>j</sub> es el valor de las estimaciones individuales realizadas a partir de las lecturas de cada dosímetro del grupo.

B es por tanto un estimador del defecto de ajuste del sistema dosimétrico para el punto de calibración considerado. La repetibilidad del método dosimétrico implantado en un SDP es también un indicador de la fiabilidad del funcionamiento del mismo. Como estimador de la repetibilidad se considera la dispersión entre las medidas individuales de un mismo grupo calculada como la desviación típica S del conjunto P<sub>j</sub>, de las desviaciones individuales de la dosis equivalente M<sub>v</sub>:

$$S = \sqrt{\frac{\sum_{j=1}^n (B - P_j)^2}{n - 1}} \quad ( )$$

Los límites recomendados por ANSI para la asignación de dosis en el campo de la dosimetría personal no hacen distinción sobre el origen de los componentes (desviación y dispersión). Por ello ANSI recomienda calcular un

factor de calidad, Q, definido como una combinación del tipo:

$$Q = |B| + S \quad (3)$$

Los resultados de un SDP serán considerados adecuados si se verifica que  $Q \leq 0.4$ . Esta condición se completa con una segunda restricción que limita la desviación de las lecturas, de tal modo que como máximo un 10% de dosímetros por punto de calibración puede presentar un valor de  $|P_j| > 0.4$ .

### RESULTADOS

De acuerdo con los criterios de aceptación de las curvas de trompeta, el 94% de las medidas de radiación fotónica han estado dentro del rango de tolerancia en términos de  $H_p(10)$  y  $H_p(0.07)$  para todas las calidades de radiación ensayadas.

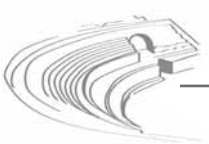
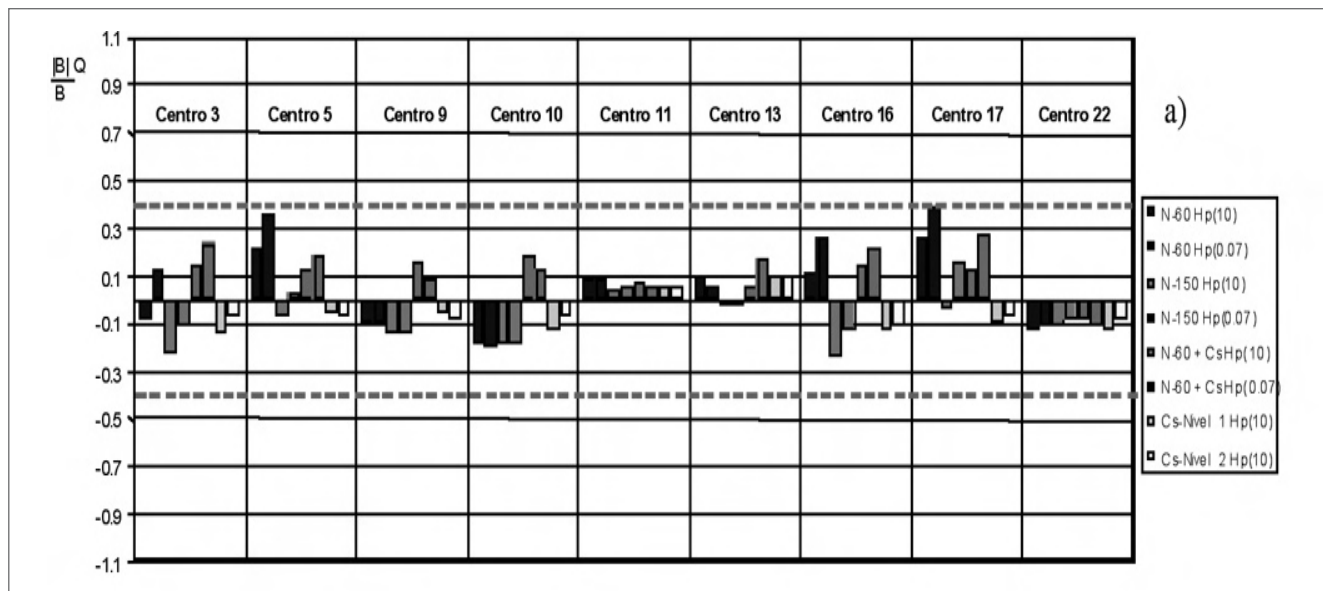
De acuerdo con los criterios de aceptación de la norma ANSI 13.11, el 86% de las estimaciones de  $H_p(10)$  y el 78% de las estimaciones de  $H_p(0.07)$  han estado por debajo del límite de tolerancia. Los mejores resultados se han obtenido en el campo mixto de radiación fotónica N60- $^{137}\text{Cs}$  y las mayores dificultades en la determinación de  $H_p(0.07)$  para la calidad N-60 y para el campo de radiación beta.

La *Tabla 2* resume la distribución de los Servicios de dosimetría personal de acuerdo con los dos criterios de análisis considerados.

Tabla 2: Número de centros que cumplen los requisitos de las curvas trompeta y de la norma ANSI 13.11

Campos	Resultado del análisis (*)	Curvas de ANSI trompeta	ANSI 13.11
Fotónicos	Cumplen en todos los puntos de calibración	19	9
	Cumplen en $^{137}\text{Cs}$ pero no en alguna calidad de RX	-	8
	Cumplen en las calidades de RX pero no en algún punto del $^{137}\text{Cs}$	1	3
	No cumple en ningún punto de calibración	1(**)	1
Beta	Cumplen	17	16

(\*) En campos mixtos cumplen todos los centros salvo 2 en ANSI  
 (\*\*) Solo cumple en el punto de baja dosis de  $^{137}\text{Cs}$



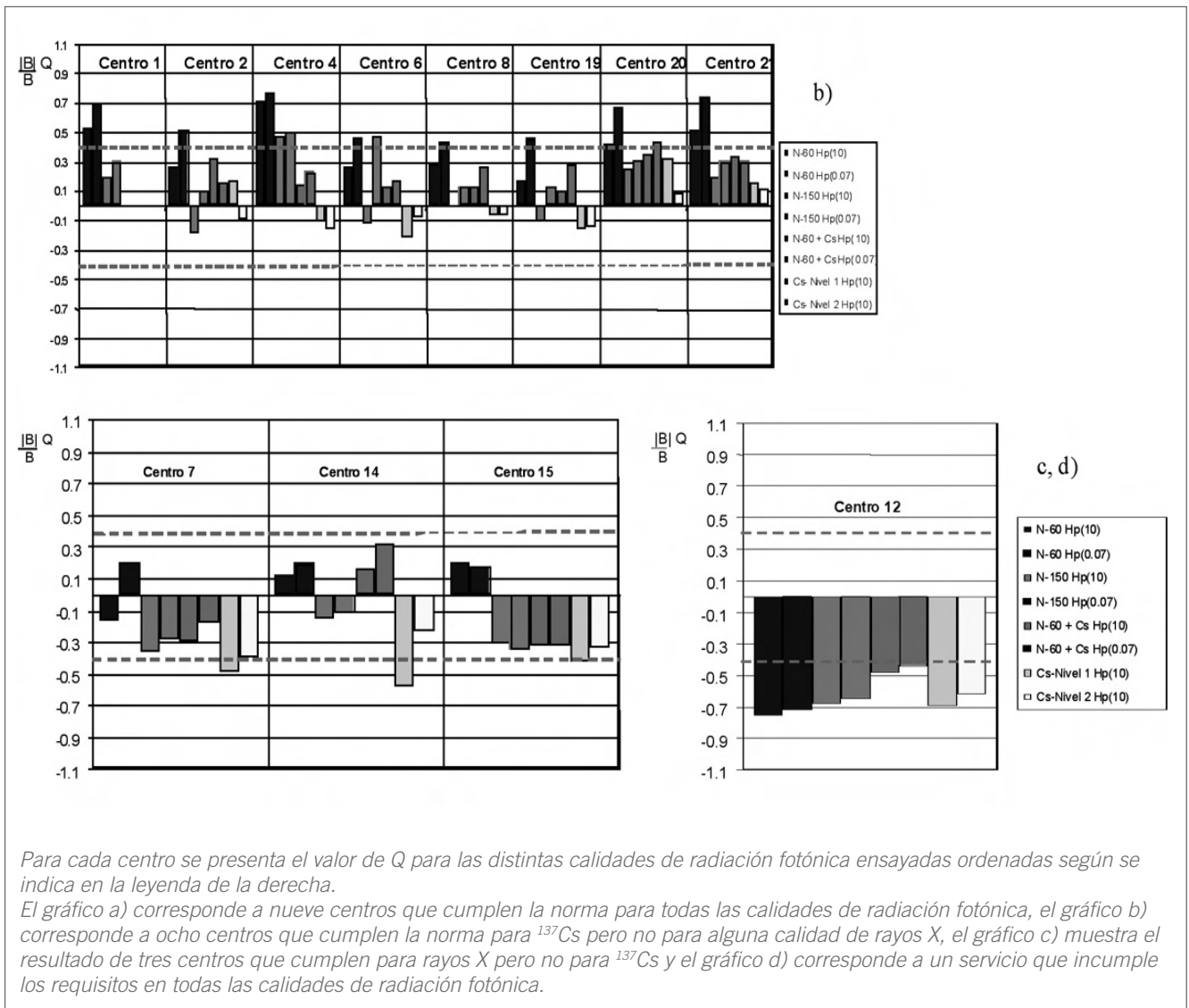


Figura 1: Resumen de los resultados obtenidos por los participantes para radiación fotónica, clasificados en función del cumplimiento de la norma ANSI 13.11.

La figura 1 resume los resultados obtenidos por los 20 servicios participantes para los 5 puntos de calibración correspondientes a la radiación fotónica. Los servicios están clasificados teniendo en cuenta los valores de Q obtenidos. El signo asignado a Q es positivo cuando el valor obtenido sobreestima el valor convencionalmente verdadero y es negativo cuando lo subestima.

La figura 2 resume los resultados obtenidos por los 20 servicios participantes para la energía del  $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ .

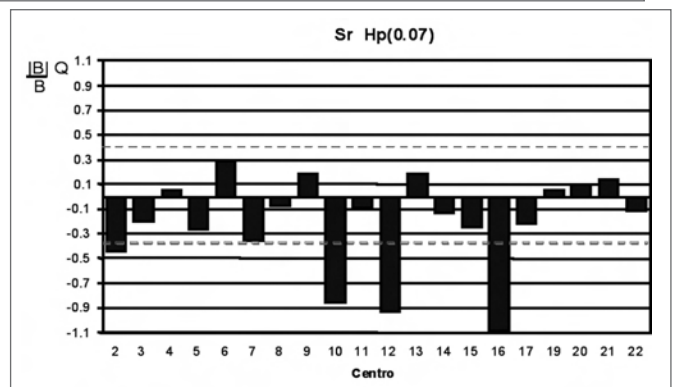


Figura 2: Resumen de los resultados obtenidos por los participantes para radiación beta

Diecinueve centros habían participado en intercomparaciones anteriores, en la Tabla 3 se resume la evolución en sus resultados teniendo en cuenta los criterios de la norma ANSI 13.11.

Tabla 3: Evolución de los resultados de los 19 servicios que participaron en las campañas anteriores

Comparación respecto a campañas anteriores	Nº de centros
Estables. Buenos resultados	6
Estables. Mantiene dificultades para energías de RX	5
Mejora en energías de RX	3
Mejora en la energía del Cs <sup>137</sup>	2
Empeora en energías de RX	2
Empeora en la energía del Cs <sup>137</sup>	2

### CONCLUSIONES

Los resultados a nivel global se consideran satisfactorios. En particular, puede destacarse una mejoría global respecto a las anteriores campañas. La evaluación de los haces de rayos X de baja energía, fundamentalmente en lo que respecta a la determinación de H<sub>p</sub>(0.07) es el área en la que se han observado mayores dificultades. Se ha identificado un servicio que debe llevar a cabo una verificación de su sistema de medida puesto que no cumple con los criterios establecidos para ninguna de las calidades ensayadas.

En relación a los haces beta empleados, únicamente dos servicios han tenido dificultades en su evaluación, mientras que en los campos fotónicos mixtos la respuesta ha sido correcta en prácticamente todos los casos.

### REFERENCIAS

1. ISO 4037-3. *X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose rate meters and for determining their response as a function of photon energy. Part 3 : Calibration of area and personal dosimeters and the measurement of their response as a function of energy and angle of incidence.* International Organization for Standardization. Ginebra. 1999.
2. ISO 6980-3. *"Nuclear energy-Reference beta particle radiation-Part1: Calibration of area and personal dosimeters and the measurement of their response as a function of energy and angle of incidence"*. Internacional 3.- Organization for Standardization. Ginebra. 2006.
3. Villanueva I., Muñoz, M.J., Amor, I., Ginjaume, M. Ortega, X., Brosed, A. *Resultados de la tercera campaña de intercomparacion de servicios de dosimetria personal autorizados por el CSN.* Revista Radioprotección 2002. 32, nº extraordinario.
4. ICRP 60. *International Commission on Radiological Protection, 1990 Recommendations of the ICRP.* Publication nº 60. 1991.
5. ICRP 75. *International Commission on Radiological Protection, General Principles for the Radiation Protection of Workers,* Publication 75, Annals of the ICRP 27, 1-3, Pergamon Press. New York. 1997.
6. ANSI/HPS N13.11-2001 American National Standard. *Personnel Dosimetry Performance – Criteria for testing 2001.*
7. Böhm J., Ambrosi P., *Mandatory type tests of solid state dosimetry systems as an appropriate aid to quality assurance in individual monitoring.* Radiat. Prot. Dosim. 1990 ; 34: 123-126.





## DOSIMETRÍA DE ÁREA Y ASIGNACIÓN DE DOSIS A TRABAJADORES EXPUESTOS DE CATEGORÍA B EN EL ÁMBITO SANITARIO

M. Alonso <sup>1</sup>, F. Carrera <sup>2</sup>, J. Gultresa <sup>3</sup>, T. Picazo <sup>4</sup>, P. Franco <sup>5</sup>, M.L. Hernando <sup>5</sup> y M.I. Villanueva<sup>5</sup>

<sup>1</sup> Hospital Universitario Marques de Valdecilla. Santander. <sup>2</sup> Hospital Universitario Juan Ramon Jimenez. Huelva. <sup>3</sup> Centro de Dosimetría S.L. Barcelona. <sup>4</sup> Centro Nacional de Dosimetría. Valencia. <sup>5</sup> Consejo de Seguridad Nuclear. Madrid.

### SUMARIO

De acuerdo con los artículos 29 y 31 del Reglamento sobre Protección Sanitaria contra radiaciones ionizantes las dosis individuales de trabajadores expuestos (TE) clasificados como categoría B se pueden estimar a partir de los resultados de la vigilancia realizada en el ambiente de trabajo, siempre que la sistemática para el uso de dosímetros o instrumentos utilizados y el procedimiento de asignación de dosis asociado esté escrito en un protocolo sujeto a la evaluación e inspección del Consejo de Seguridad Nuclear.

En el contexto del Foro sobre Protección Radiológica en el Medio Sanitario, constituido por el Consejo de Seguridad Nuclear, la Sociedad Española de Protección Radiológica y la Sociedad Española de Física médica, se decidió constituir un grupo de trabajo para estudiar la viabilidad de redactar un protocolo genérico para realizar la dosimetría de área a los TE del ámbito sanitario.

El estudio realizado comprendió los siguientes aspectos:

- Análisis de los sistemas posibles para la determinación de las dosis
- Análisis de riesgos asociados a las diferentes instalaciones radiactivas sanitarias.
- Viabilidad en función de los riesgos para llevar a cabo una dosimetría de área.
- Elaboración de recomendaciones y procedimientos de trabajo que comprenden aspectos tales como uso del sistema dosimétrico; asignación de dosis; gestión de registros dosimétricos y normas de trabajo.

El resultado de este estudio ha concluido en la elaboración de los documentos siguientes

- Estudio sobre la viabilidad para realizar la vigilancia dosimétrica mediante dosimetría de área, de los trabajadores expuestos clasificados como categoría B, en el ámbito sanitario.
- Protocolo para la vigilancia dosimétrica mediante dosimetría de área de los trabajadores expuestos clasificados como categoría B en el ámbito sanitario.

### INTRODUCCIÓN

La justificación de analizar la viabilidad de realizar una dosimetría de área a los TE del medio sanitario se basa en el hecho de que más de 70.000 personas reciben dosis anuales inferiores al valor límite de dosis establecido para TE categoría B tal y como se demuestra a partir de las distribuciones estadísticas de dosis recibidas por los TE elaboradas periódicamente por el CSN y publicadas en los informes de distribución sectorial de dosis para TE. En particular en el año 2005, el porcentaje de trabajadores expuestos del medio sanitario con dosis inferiores a 6mSv es superior al 99%. Es por tanto posible que analizando los riesgos particulares de esos trabajadores un buen número fueran susceptibles de ser controlados mediante dosimetría de área.

En el estudio de viabilidad se consideraron los distintos tipos de instalaciones radiactivas del ámbito sanitario y se concluyó que solo parecía viable realizar una dosimetría de área, en instalaciones de radiodiagnóstico, porque los TE están únicamente expuestos a radiación externa, (quedan excluidos los TE que trabajen junto al haz de radiación, por considerarse su puesto habitual como zona controlada requiriendo dosimetría individual).

Se planteó la posibilidad de utilización de varios sistemas para la medida de la dosis, eligiéndose el dosímetro de termoluminiscencia (TLD), calibrado en magnitudes de dosis equivalente personal ya que en la actualidad todos los Servicios de Dosimetría Personal (SDP) autorizados por el CSN están utilizando este sistema.

En función del tipo de actividad realizada en las instalaciones de radiodiagnóstico se propusieron dos tipos de dosímetros; dosímetros de puesto de trabajo (DPT) y dosímetros de área fijos (DAF).

El uso de los DPT requeriría de un control escrito sobre sus portadores, técnicas realizadas y tiempos de utilización en cada caso.

La utilización de DAF, no colocados en zonas representativas, requiere, para la determinación de la dosis de algoritmos de cálculo que tengan en cuenta tiempo, distancia y blindaje.

Se realizó una prueba piloto en el Hospital Universitario Marques de Valdecilla de Santander en la que de forma voluntaria participaron varios TE. En un caso se estimó la dosis de los TE que utilizaron un equipo de rayos x portátil mediante un DPT. En el otro caso, se estimó la dosis de los TE de un quirófano de traumatología mediante la utilización de un DAF, el cual fue colocado permanentemente sujeto al arco del equipo. En los dos casos todos los TE llevaban además su dosímetro individual.

En el caso del equipo de rayos x portátil los técnicos anotaban las exploraciones realizadas, las técnicas de trabajo y la identificación del operador que usaba en cada caso DPT, comprobándose que la fiabilidad del sistema dependía mucho del sistema de registro.

En el caso del arco quirúrgico se comprobó que no había una linealidad entre los tiempos de escopia y las dosis registradas en el dosímetro, así como que la dosis en el arco no era directamente representativa de la dosis de los TE registradas mediante TLD individual

El resultado de estos estudios ha concluido que solo es posible elaborar un protocolo genérico para TE que cumplan con las siguientes premisas:

- Exposición a campos de radiación homogénea (tipo de fuentes y energías)
- Ausencia de riesgo de contaminación
- Que trabajen en zonas vigiladas y provistas de blindajes estructurales.
- Que el procedimiento de asignación de dosis sea muy simple y no requiera de un registro pormenorizado de la actividad realizada por cada TE.

Estas hipótesis de trabajo conducen a que el ámbito de aplicación del documento se ciña únicamente a los TE de las instalaciones de radiodiagnóstico en las que existan barreras estructurales interpuestas entre el equipo de rayos x y los TE, de forma que las dosis recibidas por este colectivo de TE con carácter anual no superen 1 mSv.

## CONTENIDO DEL PROTOCOLO

El Protocolo elaborado en el seno del Foro sobre PR en el medio sanitario esta constituido por el siguiente índice:

- Metodología para efectuar la dosimetría de área en las instalaciones de radiodiagnóstico
- Objeto, alcance y ámbito de aplicación
- Metodología de asignación de dosis
- Gestión de la dosimetría
- Fichas de las instalaciones.

A continuación, se detallan algunos de los aspectos más importantes contenidos en cada uno de estos apartados:

- Metodología para efectuar la dosimetría de área en instalaciones de radiodiagnóstico.

El control dosimétrico podrá llevarse a cabo con TLD denominados dosímetros de área fijos (DAF).

- Ámbito de aplicación del Protocolo.

El ámbito de aplicación será el colectivo de TE de categoría B desarrollando actividades en zonas vigiladas con riesgo exclusivo de irradiación externa donde las dosis obtenidas de la lectura de los DAF, colocados estos en zonas representativas de la exposición de los TE, presenten valores  $<0,10\text{mSv/mes}$ , y la dosis efectiva acumulada anual sea  $\leq 1\text{mSv}$ .

El proceso de clasificación de los TE y las zonas, identificación de los lugares de colocación de los TE durante las operaciones con equipos de rayos x, y la elección de los puntos de colocación de los DAF, así como la asignación de dosis debe ser realizado por SPR o UTPR que hayan sido expresamente contratadas para realizar la asignación de dosis mediante dosimetría de área.

- Metodología de asignación de dosis.

La periodicidad con que se determinará la dosis registrada por los DAF será mensual.

Las dosis asignadas a los TE deben registrarse en un historial dosimétrico individual.

La asignación de las dosis a los TE y su anotación en el historial dosimétrico del TE será llevada a cabo por el SPR o UTPR.

- Gestión de la dosimetría.

El SDP será responsable de la lectura, gestión y estimación de dosis obtenida a través de los DAF.

El SDP comunicará de forma mensual al CSN cualquier dosis en términos de  $\text{HP}(10) >1\text{mSv/mes}$  obtenida de la lectura de un DAF.

El SPR o UTPR realizará el calculo para cada TE de la dosis acumulada anual en términos de  $\text{HP}(10)$  y  $\text{HP}(0,07)$  y el calculo de dosis acumulada a 5 años en términos de  $\text{HP}(10)$ .

- Fichas de instalaciones.

El Protocolo contiene un conjunto de Fichas para cada tipo de instalación donde se incluyen instrucciones para la aplicación práctica del mismo.

## CONCLUSIONES

Es posible realizar una dosimetría de área mediante la utilización de TLD a los TE de las instalaciones de radio-



diagnóstico que trabajen en zonas vigiladas provistas de barreras estructurales.

Los dosímetros utilizados deben ser proporcionados por los SDP autorizados por el CSN para realizar la gestión de la dosimetría externa de los TE.

Para la gestión y asignación de las dosis se debe contar con el apoyo de un Servicio o una Unidad Técnica de protección Radiológica.

## REFERENCIAS

1. Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes («BOE» número 178).
2. "La dosimetría de los trabajadores expuestos en España durante el año 2005 Estudio sectorial". Colección Documentos CSN
3. ICRP 30-1978 "Limits for Intakes of Radionuclides by Workers". International Commission on Radiological Protection
4. ICRP 60-1991 "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection". International Commission on Radiological Protection
5. ICRP 78- 1997 "Individual Monitoring for Internal Exposures of Workers. Replacement of ICRP Publication 54". International Commission on Radiological Protection
6. ICRU 51-1993 "Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry". International Commission on Radiation Units and measurement.
7. Norma ISO 4037-1-1996 "X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose rate meters and for determining their response as a function of photon energy. Part 1: Radiation characteristics and production methods"
8. Norma ISO 4037-2-1997 "X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose rate meters and for determining their response as a function of photon energy. Part 2: Dosimetry for radiation protection over the energy ranges 8keV to 1,3MeV and 4MeV to 9MeV". Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and the measurement of their response as a function of energy and angle of incidence".
9. IAEA RS-G-1.3-1999 "Assessment of occupational exposure due to external sources of radiation". International Atomic Energy Agency
10. BSS nº 115 International Basic Safety Standards for Protection against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources (1996)
11. ICRU 48-1992 "Phantoms and Computational Model in therapy, diagnosis and protection". International Commission on Radiation Units and measurement.



ST4 ADMIR-46

## INFLUENCIA DE LA INCERTIDUMBRE COMBINADA EN EL LÍMITE DE DETECCIÓN

M. Herranz, R. Idoeta y F. Legarda

Universidad del País Vasco / Euskal Herriko Unibertsitatea. Escuela Técnica Superior de Ingeniería de Bilbao

La comunidad científica está realizando en los últimos años un importante esfuerzo para unificar tanto la terminología como los métodos de cálculo de los límites de decisión que se aplican en el campo de las medidas radiactivas.

Las dos grandes líneas estadísticas que se ocupan de este tema, la bayesiana y la laplaciana, han dado origen

a dos documentos de gran impacto como son la norma ISO 11929<sup>1</sup> y el MARLAP<sup>2</sup>.

En el presente trabajo, adoptaremos la terminología de ISO para definir los siguientes límites genéricamente llamados "Límites característicos":

- Umbral de decisión (en ocasiones llamado límite cri-



tico) que permite tomar la decisión de si una muestra medida tiene o no contenido radiactivo.

- Límite de detección, que indica el menor valor de actividad que puede ser detectado con el procedimiento seguido en su medida.

Para ambos límites las dos aproximaciones estadísticas conducen a formulaciones similares, con diferentes condicionantes y aproximaciones que son de aplicación habitual en los laboratorios de medidas radiactivas. Aunque el resultado de la medida siempre va ser un determinado número de cuentas, lo habitual es proporcionar el resultado de la medida bien en unidades de concentración de actividad (Bq/m<sup>3</sup>), o en unidades de actividad por unidad de masa (Bq/kg).

Lógicamente los límites se reportan en las mismas unidades que la magnitud a reportar. Esto implica que las fórmulas a utilizar se ven “pesadas” por un factor, calculado a partir de los diferentes factores de paso necesarios para transformar el número de cuentas procedente de un recuento, en actividad o concentración de actividad. Estos factores son: la relación de ramificación, la probabilidad de emisión de partículas por desintegración, el rendimiento de separación radioquímica, la eficiencia de detección, el factor de autoabsorción y, en su caso, la masa o el volumen de la muestra que se esta analizando.

Si consideramos la mayor parte de las determinaciones que se realizan en un laboratorio, excluyendo por ejemplo, las medidas derivadas de otras (determinación del <sup>90</sup>Sr en presencia del <sup>89</sup>Sr) se obtiene la siguiente expresión general para el límite de detección:

$$L_D = \frac{\cdot L_C + k \cdot w/t}{1 - k \cdot u_{rel}(w)} \quad (1)$$

(Expresión válida solo si  $k_{\alpha} = k_{\beta} = k$ ).

Siendo  $k$  el factor de cobertura que depende del nivel de confianza empleado y que su valor es 1.645 para un nivel de confianza del 95%.

$$w = 1 / \prod_i F_i$$

, donde  $F_i$  son los factores de paso.

$t$  y  $t_0$  son los tiempos de recuento de la muestra y el fondo, respectivamente.

$r_0$ , es la tasa de recuento de fondo

$L_c$  es el límite crítico, que en los casos más sencillos de medidas directas, con o sin separación radioquímica, adopta la forma:

$$L_C = k_{1-\alpha} \cdot w \cdot \sqrt{r_0/t + r_0/t_0}$$

Evidentemente en el cálculo del límite de detección juega un papel fundamental el término  $u_{rel}(w)$ , esto es, la incertidumbre estándar combinada resultante del cálculo de las incertidumbres asociadas al proceso de preparación y medida de la muestra, exceptuando el de recuento. Hasta el punto que se puede asumir que el cálculo de los límites de detección consta de dos partes independientes, la evaluación de las incertidumbres y el cálculo de los límites. Esta evaluación se realizará siguiendo los procedimientos generales que aparecen reflejados en la guía GUM<sup>3</sup>.

Una aproximación muy extendida al cálculo del límite de detección pasa por considerar  $u_{rel}(w) = 0$ , esto es, despreciar las incertidumbres relativas asociadas a los factores de paso. En este caso, se puede observar que la diferencia relativa obtenida en el valor del límite de detección,  $\Delta L$ , cuando dicho término se incorpora (expresión 1) a cuando se desprecia es justamente el producto  $k \cdot u_{rel}(w)$ .

El trabajo aquí presentado consiste, por una parte, en la valoración de este término,  $\Delta L$ , que nos permitirá valorar el error relativo cometido en el cálculo del límite de detección tal y como se expresa en el párrafo anterior. Por otra parte, consiste en el análisis de la contribución al

valor total de la incertidumbre combinada,  $u_{rel}(w)$ , de las incertidumbres de cada una de las componentes típicas que figuran en  $w$ , para condiciones habituales y definidas en un laboratorio de medidas de baja actividad.

Ello se realiza a través de tres procedimientos de determinaciones radiactivas en muestras ambientales, elegidos de manera que uno presente un término de eficiencia (beta total por contador proporcional), otro un término de rendimiento de separación radioquímica (plutonio por espectrometría alfa) y un tercero, ambos términos (estroncio por separación y medida en contador proporcional).

En este texto se van a aplicar los siguientes símbolos:

$A$ = actividad del patrón de calibración

$a$ = concentración de actividad de la muestra, en Bq/kg o Bq/l.

$r, r_0, r_s$  = tasa de recuento de la muestra, el blanco y el patrón de calibración, respectivamente.

$t, t_0, t_s$  = tiempo de recuento de la muestra, el blanco y el patrón de calibración, respectivamente.

$\varepsilon$ = eficiencia de recuento

$R$ =rendimiento de la separación radioquímica

$R_\varepsilon$ = rendimiento total del análisis

$m, V$ = masa / volumen de la muestra



$U_{rel}(x)$  es la incertidumbre relativa asociada a la magnitud  $x$ .

Finalmente,  $u_{rel}(C_s)$  es la incertidumbre relativa asociada al recuento de la fuente patrón o trazador.

**MEDIDA DIRECTA: BETA TOTAL POR CONTADOR PROPORCIONAL**

En esta determinación, y considerando la existencia de un *cross-talk* alfa en beta,  $X$ , la expresión que nos proporciona la concentración de actividad es:

$$a = [r - r_0 - \chi (r_\alpha - r_{0\alpha})] w \quad \text{donde}$$

siendo  $\epsilon$  la eficiencia de recuento calculada como:

$$\epsilon = (r_s - r_0) / A$$

En este caso, la expresión del  $L_D$  coincide con (1) y la incertidumbre de  $w$  se calcula a partir de la expresión:

$$u_{rel}(w) = u_{rel}(\epsilon) + u_{rel}(V)$$

donde

$$u_{rel}(\epsilon) = (r_s / t_s + r_0 / t_0) / (r_s - r_0) + u_{rel}(A) = u_{rel}(C_s) + u_{rel}(A)$$

donde:

$u_{rel}(V)$ , dependerá del modo de determinación del volumen de la muestra.

$u_{rel}(A)$  incluye todas las incertidumbres relativas a la fuente de calibración: certificado de calibración, preparación de la fuente de calibración y factor de autoabsorción.

En la *tabla 1* se presentan los valores que adoptan las diferentes incertidumbres de los factores de peso que contribuyen al valor de  $u_{rel}(w)$  en este procedimiento, para las condiciones habituales de trabajo en el laboratorio y con un tiempo de recuento para el patrón de calibración de 40 minutos, lo que permite obtener un número de cuentas en el entorno de 130000.

**PROCEDIMIENTO POR SEPARACIÓN RADIOQUÍMICA: DETERMINACIÓN DE PLUTONIO**

En esta determinación, la expresión que nos proporciona la concentración de actividad es:

$$a = (r - r_0) \cdot w \quad \text{siendo} \quad w = \frac{1}{V \cdot R_\epsilon}$$

donde  $R_\epsilon$  es el producto del rendimiento de la separación radioquímica y la eficiencia de la detección, calculado a partir de  $R_\epsilon = (r_t - r_{0t}) / A$ .

En este caso, la expresión del  $L_D$  coincide con (1) y la incertidumbre de  $w$  se calcula a partir de la expresión:

$$u_{rel}^2(w) = u_{rel}^2(R) + u_{rel}^2(V) + u_{rel}^2(\epsilon)$$

$$u_{rel}^2(\epsilon) = (r_s / t_s + r_0 / t_0) / (r_s - r_0) + u_{rel}^2(A) = u_{rel}^2(C_s) + u_{rel}^2(A)$$

En este procedimiento, el patrón de calibración es un estándar interno añadido a la propia muestra, y  $u_{rel}(A)$  incluye todas las incertidumbres relativas a este proceso: certificado de calibración, posibles diluciones y error de pipeteo.

En la *tabla 1* se presentan los valores que adoptan las diferentes incertidumbres de los factores de peso que

contribuyen al valor de  $u_{rel}(w)$  en este procedimiento, para las condiciones habituales de trabajo en el laboratorio y con un tiempo de recuento de 20000 minutos que permite obtener un número de cuentas para el pico del estándar interno en el entorno de 3000, con rendimientos químicos del 90%.

**PROCEDIMIENTO POR SEPARACIÓN RADIOQUÍMICA: DETERMINACIÓN DE ESTRONCIO**

Este procedimiento consiste en la medida del  $^{90}\text{Sr}$  en equilibrio con el  $^{90}\text{Y}$  y en él, la expresión que nos proporciona la concentración de actividad es:

Procedimiento	$u_{rel}(A)$		$u_{rel}(V)$	$u_{rel}(R)$	$u_{rel}(C_s)$	$u_{rel}(w)$
	$u_{rel}(A_1)$	$u_{rel}(A_2)$				
Beta	2.5	4	1 - 0.06	-	0.28	4.83 - 4.73
Pu	1.12	0.29	1 - 0.06	-	1.83	2.38 - 2.17
Sr	0.89	0.50	1 - 0.06	0.3 / 6	0.58	1.58 - 1.23

Tabla 1: Valores típicos de las incertidumbres estándar debidas a la actividad del patrón,  $u_{rel}(A)$ , que se desglosa en la debida al certificado,  $u_{rel}(A_1)$ , y la debida a su preparación y a la autoabsorción  $u_{rel}(A_2)$ , al volumen,  $u_{rel}(V)$ , (valor máximo y mínimo) al rendimiento,  $u_{rel}(R)$ , debida a la medida del patrón/trazador,  $u_{rel}(C_s)$ , y la incertidumbre estándar combinada  $u_{rel}(w)$  (valor máximo y mínimo).

$$a = (r - r_0) \cdot w \quad \text{siendo} \quad w = \frac{1}{V \cdot R \cdot \epsilon}$$

donde  $R$  es el rendimiento de la separación radioquímica.

En este caso, la expresión del  $L_D$  coincide con (1) y la incertidumbre de  $w$  se calcula a partir de la expresión:

$$y \quad u_{rel}^2(w) = u_{rel}^2(R) + u_{rel}^2(V) + u_{rel}^2(\epsilon)$$

$$u_{rel}^2(\epsilon) = (r_s / t_s + r_0 / t_0) / (r_s - r_0) + u_{rel}^2(A) =$$

$$= u_{rel}^2(C_s) + u_{rel}^2(A)$$

siendo:

$u_{rel}(R)$  la incertidumbre del rendimiento de separación radioquímica, y dependerá del método utilizado para su evaluación.

$u_{rel}(V)$  la incertidumbre relativa a la medida del volumen de la muestra que dependerá del modo de su determinación.

$u_{rel}(A)$  incluye todas las incertidumbres relativas a la fuente de calibración: certificado de calibración y preparación de la fuente de calibración y factor de autoabsorción.

En la *tabla 1* se presentan los valores que adoptan las diferentes incertidumbres de los factores de peso que contribuyen al valor de  $u_{rel}(w)$  en este procedimiento, para las condiciones habituales de trabajo en el labora-

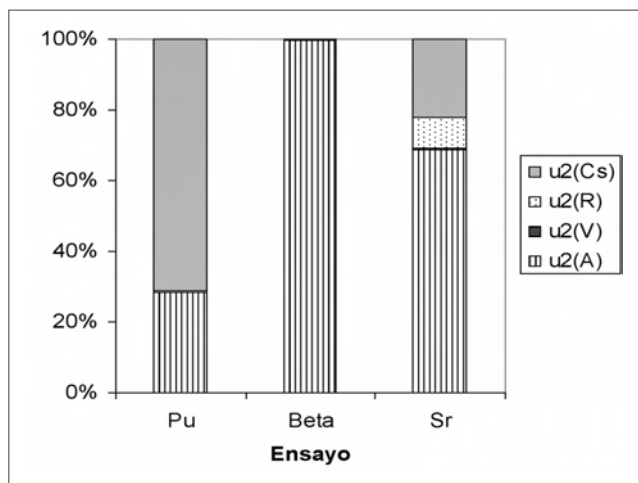


Figura 1: Contribución relativa a  $u_{rel}(w)$  de las varianzas de los factores de peso en cada procedimiento cuando  $u(V) = 0.06\%$ .

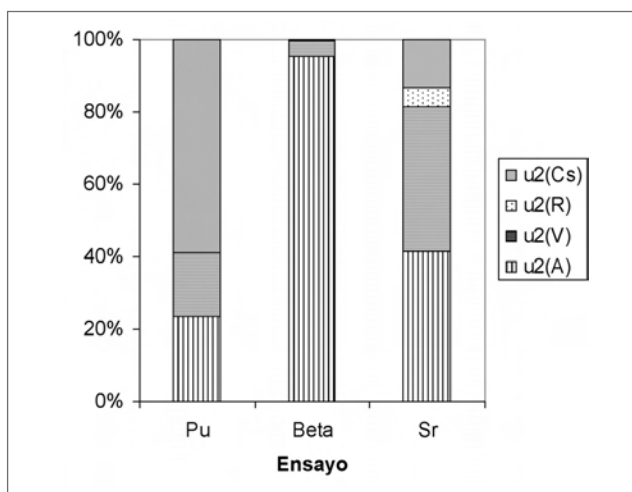


Figura 2: Contribución relativa a  $u_{rel}(w)$  de las varianzas de los factores de peso en cada procedimiento cuando  $u(V) = 1.0\%$ .

torio y con un tiempo de recuento de 40 minutos que permite obtener un número de cuentas para el pico del estándar interno en el entorno de 30000.

## RESULTADOS Y CONCLUSIONES

En las figuras 1 y 2 se presentan la contribución final de cada varianza a la varianza de la incertidumbre combinada  $u_{rel}(w)$ , en los dos extremos de incertidumbre en la determinación del volumen, que son 0.06% para volúmenes determinados por pesada y 1% para aquellos medidos por probeta.

En el caso de determinaciones de actividad por unidad de masa, las incertidumbres de determinación corresponderían siempre a las que aparecen en el gráfico 1, ya que el control de la cantidad de muestra se realiza siempre por pesada.

En estas figuras se observa que el mayor peso corresponde en general al término debido a la actividad del patrón de calibración o trazador y a su medida. La incertidumbre del volumen sólo tiene una participación apreciable en el caso del estroncio y en la situación más extrema en el volumen se determine con una incertidumbre del 1%.

	Beta total	Estroncio	Plutonio
L (%)	0.63	0.07	0.15

Tabla 2: Evolución de los resultados de los 19 servicios que participaron en las campañas anteriores



La *tabla 2* muestra las máximas desviaciones porcentuales,  $\Delta L$ , que se cometerían al despreciar la contribución de  $u_{rel}(w)$  al cálculo del límite de detección.

Como se refleja en esta tabla el valor que adopta

$u_{rel}(w)$  es muy pequeño en todas las determinaciones con lo que la diferencia entre despreciar su valor y no hacerlo implica en el peor de los casos una diferencia de tan sólo un 0.63 %, es decir, prácticamente despreciable. Además esta diferencia,  $\Delta L$ , resulta independiente del tiempo de recuento de la muestra o de la eficiencia del equipo: tan sólo depende de la incertidumbre asociada a  $w$  y de lo pequeña que ésta pueda ser en función de las preparaciones, de la acti-

vidad de los patrones empleados o de los tiempos de recuento empleados en la calibración.

## REFERENCIAS

1. ISO 11929 *Determination of the detection limit and decision threshold for ionizing radiation measurements -- Part 1: Fundamentals and application to counting measurements without the influence of sample treatment*, ISO, Ginebra, 2000.
2. MARLAP (Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual) NUREG 1576, EPA 402-B-04-001A, NTIS PB2004-105421, Washington D.C., 2004.
3. ISO *Guide for the Expression of Uncertainty in Measurement*, ISO, Ginebra, 1993.

**SPE**

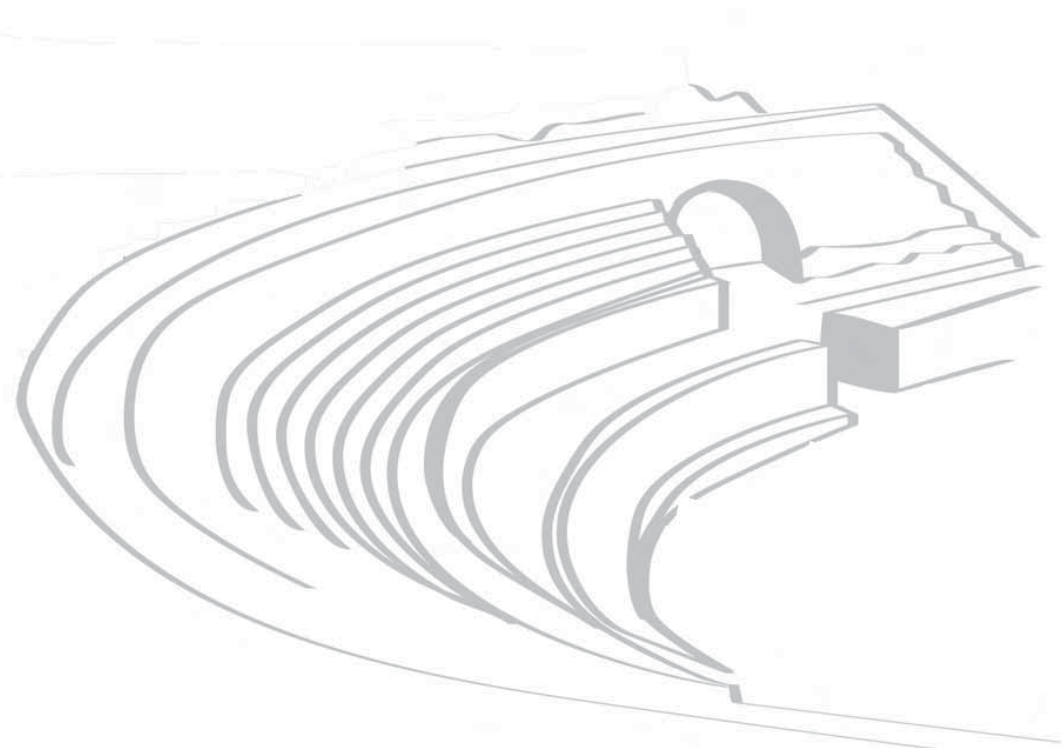
**PRESENTACIONES PÓSTER**

# PROTECCIÓN DEL PÚBLICO Y DEL MEDIO AMBIENTE

**Jueves 20 de septiembre de 2007**

**12:45 - 13:30**

Coordinadores: **Ángel Fernández Peña** (CN Ascó)  
e **Inmaculada Marugan** (CSN)



# METODOLOGÍA PARA EL CÁLCULO DE DOSIS REALISTAS EN EL ENTORNO DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES ESPAÑOLAS

B. Robles <sup>1</sup>, A. Suárez <sup>1</sup>, C. Trueba <sup>1</sup>, J. C. Mora <sup>1</sup> y S. de María <sup>2</sup>

<sup>1</sup> Unidad de protección radiológica del público y del medio ambiente. CIEMAT

<sup>2</sup> IBERDROLA Ingeniería y Construcción S.A.U (IBERINCO).

## INTRODUCCIÓN

Con la entrada en vigor del Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes (Real Decreto 783/2001, de 6 de julio)<sup>1</sup>, que transpone la Directiva 96/29/Euratom<sup>2</sup> por la que se establecen normas básicas, se requiere la realización de estimaciones lo más realistas posibles de las dosis que recibe la población.

Las centrales nucleares españolas utilizan para el cálculo de dosis en operación normal códigos basados en las guías de la NRC (Nuclear Regulatory Commission)<sup>3,4,5</sup> e incorporan modelos y parámetros conservadores para realizar la estimación de las dosis a los miembros del público debidas a los efluentes radiactivos vertidos.

CIEMAT e IBERINCO están colaborando en un proyecto financiado conjuntamente por UNESA, ENRESA y ENUSA cuyo objetivo principal es generar un modelo de cálculo, que permita estimar de forma realista las dosis en operación normal en las centrales nucleares españolas, en la fábrica de elementos combustibles de Juzbado (ENUSA) y en el centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril (ENRESA), e implantarlos en una herramienta informática de fácil uso.

## OBJETIVO

El objetivo general del proyecto es desarrollar una metodología para el cálculo de dosis realistas en las instalaciones nucleares españolas tomando como base la Metodología CREAM de la Unión Europea<sup>6</sup>, y complementándola, cuando ha sido necesario, con otros modelos existentes o con modelos desarrollados específicamente<sup>7</sup>

Una evaluación de dosis realistas consiste en calcular dosis tan cercanas como sea posible, a las que recibirían de hecho los integrantes de la población debido al impacto radiológico ocasionado por una instalación. Alcanzar este propósito no resulta fácil puesto que se trata de evitar sobrestimaciones o subestimaciones significativas y requiere la aplicación de criterios acertados.

## METODOLOGÍA PARA EL CÁLCULO DE DOSIS REALISTA

Las etapas consideradas son<sup>8</sup>:

**a) Identificación y cuantificación de la fuente emisora:** hay que conocer el tipo y la cantidad de cada radionucleido emitido, además de la naturaleza y localización de la emisión. También deberían conocerse las formas física y química cuando sea probable que éstas tengan un efecto significativo sobre las dosis.

**b) Recopilación de información sobre el medio ambiente:** con el objeto de determinar las concentraciones de actividad en los distintos medios que lo conforman, tales como el aire, el agua y los alimentos. Si es posible, las medidas realizadas deben utilizarse como dato inicial.

**c) Determinación de las vías de exposición y de su importancia relativa:** Cuando se descargan radionucleidos al medio ambiente, éstos pueden ocasionar dosis en los individuos a través de diversas vías de exposición, pero no todas van a tener que ser consideradas en una evaluación de dosis realista.

Una vía considerada “habitualmente dominante” es aquella que se encuentra típicamente en la mayoría de los emplazamientos, por ejemplo en emplazamientos marinos el consumo de peces o el tiempo de permanencia en la zona intermareal. Una vía “no dominante habitualmente” es la que puede darse en algunos emplazamientos pero que no es característica de la mayoría de ellos como por ejemplo el consumo de leche de vaca procedente de animales que pasten en marismas salinas.

Y las vías “relativamente importantes” para una instalación determinada, son las que conducen a dosis que exceden o son comparables con la dosis procedente de la vía habitualmente dominante. Vías de menor importancia son aquellas que ocasionan dosis alrededor de un orden de magnitud inferior a las de la vía dominante.

**d) Identificación de los grupos expuestos:** Un concepto significativo para calcular dosis al público es el de los grupos de referencia en la población. Los grupos de refe-

rencia corresponden a los grupos críticos definidos por la Comisión internacional de Protección Radiológica (ICRP en inglés)<sup>9</sup> y están pensados para ser representativos de aquellos individuos de la población que reciben las dosis más altas. La ICRP ha recomendado que la dosis media recibida por el grupo crítico debería de compararse con el límite de dosis y con la restricción de dosis para los individuos del público.

En general es mejor utilizar datos locales o regionales con el fin de definir los grupos de referencia. Sin embargo, podrían utilizarse datos generales cuando las dosis se estimen bajas, por ejemplo, en relación con los límites o las restricciones y cuando se considere que las variaciones regionales son probablemente pequeñas. Es importante que todos los datos utilizados para los grupos de referencia sean aplicables durante la totalidad del periodo de tiempo que esté siendo considerado.

Dado que la caracterización de un grupo de referencia requiere que los hábitos del mismo sean razonablemente uniformes, normalmente el grupo estará compuesto por unas pocas decenas de personas. No es adecuado considerar costumbres extremas en el grupo de referencia. Se utilizará una combinación de hábitos de consumo para los grupos de referencia, que tengan en cuenta los valores medios y los altos, basada en el conocimiento local y en supuestos plausibles. Dicha combinación de hábitos tiene que ser realista y no llevar a situaciones poco razonables como que alguien tenga una incorporación de calorías excesiva. Nuevamente debería considerarse una variedad completa de vías de exposición, para cada uno de los potenciales grupos de referencia. Sin embargo, en la mayoría de los casos no es realista suponer que las mismas personas son las más expuestas a todas las vías y por lo tanto no es necesariamente apropiado realizar una simple suma de las dosis atribuidas a las diferentes vías. Por ejemplo, podría asumirse que los integrantes del grupo de referencia que comen alimentos vegetales producidos en la localidad por encima de la media, comen cantidades medias de alimentos de origen acuático capturados localmente.

**e) Evaluación de dosis:** El método más realista para llevar a cabo la estimación de dosis a los miembros del público es la monitorización o vigilancia extensiva de las vías de exposición y la realización de investigaciones o estudios sobre los hábitos de la población local. Esta aproximación es costosa tanto en recursos económicos como en tiempo. Habitualmente, una evaluación utilizaría una combinación de medidas y datos modelizados los cuales proporcionarían información cuando las medidas

estén por debajo del límite de detección, o en el caso de que las medidas se utilicen para verificar los datos obtenidos por modelización.

*Modelización de las descargas atmosféricas.*- Si se utilizan modelos para predecir las concentraciones de actividad en el aire y en el suelo, deberían considerarse las variaciones de las condiciones meteorológicas que se producen en el transcurso de un año. Además del decaimiento radiactivo, deberían tenerse en cuenta los efectos de los depósitos seco y húmedo. Las condiciones meteorológicas deberían ser las locales y preferentemente promediadas a partir de los valores de varios años. El modelo de dispersión atmosférica también necesita tener en cuenta la altura de la descarga, y considerar la influencia de los edificios cercanos así como cualquier elevación de la pluma debida a fluctuaciones térmicas o impulsos dinámicos del material descargado. Puede utilizarse una dispersión Gaussiana basada en la utilización de categorías de estabilidad y datos meteorológicos.

Para modelizar la resuspensión de los radionucleidos depositados sobre el terreno, se pueden utilizar dos aproximaciones. La primera utiliza un factor de resuspensión para relacionar el depósito sobre el suelo con la concentración de actividad en el aire, mientras que la segunda utiliza una aproximación de carga de polvo en aire.

Puede requerirse también un modelo para calcular la exposición por irradiación externa desde el material depositado. Este debería considerar tanto la migración descendente de los radionucleidos en el suelo, como la acumulación de actividad debida al depósito continuado.

*Modelización de las descargas acuáticas.*- Los radionucleidos descargados a los diferentes cuerpos de agua son dispersados debido a los movimientos del agua y a los procesos de sedimentación. Son muchas las cuestiones que dependen de las características del medio receptor y no es posible disponer de un modelo genérico para todos los vertidos líquidos. Los modelos disponibles varían en cuanto a sus objetivos y su complejidad y deberían ser seleccionados apropiadamente.

Si el efluente se vierte a un río, los parámetros que influyen son la tasa de descarga, la tasa de caudal del río, las dimensiones del río y la tasa de sedimentación. Hablando en términos generales, la concentración máxima en el cuerpo de agua se produce en las proximidades del punto de descarga. Adicionalmente, se produce una dilución debida a la sedimentación y a la presencia de aportes de aguas que ocasionan una reducción en la concentración de radionucleidos.



La importancia de la dispersión puede ser diferente para las distintas vías, por ejemplo, si el agua de riego es extraída únicamente durante la temporada seca de verano. Para esta vía, la medida de la dispersión debería estar basada en la tasa de flujo en la época estival.

Si el medio receptor es un lago o embalse, entonces la concentración máxima depende de la tasa de flujo del agua que pasa a través del mismo. En países con sequía estacional, como es el caso de España, la concentración de los radionucleidos en el embalse puede variar a lo largo de un año.

En la evaluación de dosis al grupo crítico será necesario considerar la posibilidad de que se produzcan exposiciones procedentes de aportes más alejados como cuando existe una industria pesquera importante (piscifactorías, viveros, esteros), que el agua dulce puede utilizarse para regar tierras de cultivo y hay que tener en cuenta la transferencia de los radionucleidos a las cadenas alimentarias.

*Acumulación de radionucleidos en el medio ambiente.*- Cuando los radionucleidos se descargan de manera continua, se acumulan en el medio ambiente hasta que se alcanza el punto de equilibrio. La condición de equilibrio quiere decir que la tasa de entrada de un radionucleido iguala la tasa de salida del mismo, en el medio que esté siendo considerado.

El punto en que se alcanzan las condiciones de equilibrio depende del comportamiento, de la forma física y del periodo de semidesintegración del radionucleido. Por ejemplo, el  $^{131}\text{I}$  alcanza el equilibrio muy rápidamente ya que tiene un periodo de semidesintegración de 8 días. El  $^{99}\text{Tc}$  también alcanza las condiciones de equilibrio con relativa rapidez en el medio marino a pesar de que su periodo de semidesintegración es de  $2.111 \cdot 10^5$  años. Porque se dispersa rápidamente en dicho medio. Sin embargo, el  $^{239}\text{Pu}$  que tienen largos periodos de semidesintegración y no son químicamente móviles, pueden tardar décadas en alcanzar el equilibrio.

En las evaluaciones basadas en descargas ocurridas con anterioridad, todos los modelos utilizados deben tener en cuenta esta acumulación en el medio ambiente.

El periodo de tiempo que es necesario tener en cuenta para la acumulación dependerá del tiempo de vida previsto para la instalación y de si pudiera construirse otra instalación similar en la misma localización. La vida de las instalaciones se establece entre los 30 y los 100 años. Se asumen descargas continuas durante 50 años para representar el tiempo de vida de las instalaciones nucleares.

Un radionucleido puede decaer en uno o varios isótopos también radiactivos y esto hay que tenerlo en cuenta en una evaluación de dosis realista. En algunos casos, los productos de desintegración pueden ser, desde el punto de vista radiológico, más dañinos que el padre y por esto es necesario considerar su incremento. En otros casos la situación es más sencilla, porque los radioisótopos hijos tienen periodos de semidesintegración radiactiva más cortos y pueden considerarse en equilibrio con el padre. En este caso simplemente los dos radionucleidos se consideran conjuntamente.

Cuando se trata de tomar una decisión sobre la investigación adicional de posibles carencias es conveniente considerar la magnitud de los mismos, puesto que la obtención de valores específicos del emplazamiento puede ser larga y costosa.

### REVISIÓN COMPARATIVA DE METODOLOGÍAS Y SELECCIÓN DE MODELOS

Con el objetivo de seleccionar los modelos que van a ser incluidos en la herramienta que se está desarrollando en este proyecto, se ha llevado a cabo un análisis detallado de los modelos contenidos en los siguientes documentos:

- R.P. 72 de la UE<sup>6</sup>, en el que se describe la metodología que ha servido de base para el desarrollo del código PC-CREAM, que a su vez ha servido de punto de partida para el desarrollo de la herramienta informática ANCORA.

- SRS 19 del OIEA<sup>7</sup>, en el que se presentan los modelos considerados como más idóneos para realizar estimaciones del impacto que los radionucleidos emitidos por las instalaciones nucleares y radiactivas al medio ambiente, pueden ocasionar en la población. Se trata en este caso de una metodología de las denominadas de "criba o screening", que se caracteriza porque los modelos permiten, con una relativa simplicidad, realizar evaluaciones de dosis en los grupos críticos utilizando en cada caso estudiado los parámetros considerados como más idóneos.

- USNRC R.G: 1.109, 1.111 y 1.113<sup>3,4,5</sup> en las que aparecen detallados los modelos y parámetros utilizados por la Nuclear Regulatory Commission (EEUU), para llevar a cabo sus evaluaciones de dosis. Esta metodología es la que actualmente está siendo utilizada para evaluar las instalaciones españolas y es por este motivo por el que se ha considerado adecuado incluirla en el estudio comparativo.



Modelo	Metodología de base	Características
<i>Modelo atmosférico</i>	<b>CREAM</b>	<b>Modelo de Pluma Gaussiana</b> <b>Incluye efectos:</b> -estela de edificios -orografía del terreno -elevación y empobrecimiento del penacho
<i>Modelo acuático</i> <b>Río</b> <b>Embalse</b> <b>Aguas costeras</b>	<b>SRS N° 19</b> <b>Específico</b> <b>CREAM</b>	<b>Incluye efectos:</b> - dilución - transporte - desintegración radiactiva - sedimentación - tratamiento de aguas
<i>Cadenas alimentarias</i>	<b>CREAM y</b> <b>SRS N° 19</b>	<b>Modelos en equilibrio</b> <b>Incluye:</b> -depósito directo en vegetales -riego de vegetales -agua de bebida para animales
<i>Calculo de dosis</i>	<b>CREAM y</b> <b>SRS N° 19</b>	

En la tabla anterior se presentan los modelos seleccionados para la modelización de la transferencia en los diversos compartimentos ambientales y el cálculo de dosis, en base a las características de los mismos y a las necesidades específicas que el cálculo de dosis realistas requiere en las instalaciones españolas y que están implementados en la herramienta de cálculo ANCORA.

## REFERENCIAS

1. Real Decreto 738/2001 de 26 de Julio de 2001. Reglamento para la protección sanitaria contra radiaciones ionizantes. BOE 178 2001.
2. CEC, 1996 "Council Directive 96/29/EURATOM: laying down basic standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionising radiation" Official Journal of the European Communities L159, Brussels, Belgium, EC.
3. REGULATORY GUIDE 1.109 "Calculation of annual doses to man from routine releases of reactor effluents for the purpose of evaluating compliance with 10 CFR part 50, Appendix I" USNRC. REGULATORY GUIDES; 1977
4. REGULATORY GUIDE 1.111 "Methods for estimating atmospheric transport and dispersion of gaseous effluents in routine releases from light-water cooled reactors". USNRC REGULATORY GUIDES; 1977
5. REGULATORY GUIDE 1.113 "Estimating aquatic dispersion of effluents from accidental and routine reactor releases for the purpose of implementing Appendix I". USNRC REGULATORY GUIDES; 1977.
6. RADIATION PROTECTION 72 Report EUR 15760 EN "Methodology for assessing the radiological consequences of routine releases of radionuclides to the environment". European Commission, 1995.
7. SAFETY REPORT SERIES N° 19 "Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment". IAEA Vienna, 2001.
8. Radiation Protection 129. "Guidance on the realistic assessment of radiation doses to members of the public due to the operation of nuclear installation under normal conditions" ISBN 92-849-4007-4 European Communities, 2002.
9. ICRP-1991 "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection". ICRP Publication 60 Ann. ICRP 24 (1-3)



## RED GAMMA PARA LA MEDIDA EN TIEMPO REAL DE LA TASA DE DOSIS EQUIVALENTE AMBIENTAL EN EL CIEMAT

J.C. Sáez, E. Correa, C. Sancho

CIEMAT

### INTRODUCCIÓN

El CIEMAT ha establecido la Red Gamma con objeto de proporcionar información, al público en general y en tiempo real, sobre la tasa de dosis equivalente ambiental que se registra en cualquier emplazamiento accesible a los miembros del público en su centro en Moncloa (Madrid). Con ello se quiere alcanzar el objetivo de transparencia informativa respecto al impacto radiológico de las actividades en el CIEMAT, en particular las del Plan Integral para la Mejora de Instalaciones del CIEMAT (PIMIC).

### DESCRIPCIÓN DE LA RED GAMMA

La *figura 1* muestra un esquema de la configuración de la Red Gamma que se compone de los siguientes elementos:

- Sondas de radiación Geiger-Müller modelo Gamma-Tracer XL2 de la firma Genitron de alta sensibilidad alimentados por baterías internas que aseguran un funcionamiento continuado de al menos tres años. Cada sonda cuenta con el correspondiente certificado de calibración en términos de la magnitud Dosis Equivalente Ambiental  $H^*(10)$ . Las sondas son inteligentes, almacenando ellas mismas todos los datos y diagnósticos de funcionamiento y enviando los mismos vía radio al Centro de Control Automatizado.

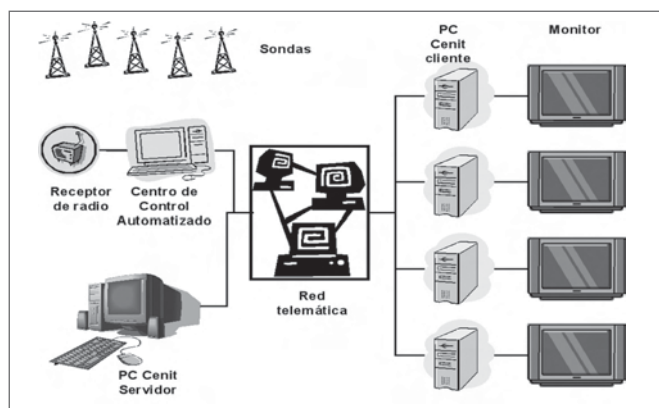
- Centro de Control Automatizado (CCA), compuesto por un receptor de radio y un ordenador personal donde se configura el funcionamiento de las sondas, se reciben los datos enviados por las sondas y se actualizan las bases de datos y la visualización de los datos en los monitores de TV instalados en el CIEMAT.

- Un ordenador integrado en el entorno Cenit del CIEMAT que, a través de la red telemática del CIEMAT, recibe los datos del CCA en tiempo real y prepara automáticamente su visualización sin intervención de ninguna persona, actuando como ordenador servidor.

- Varios ordenadores del entorno Cenit que actúan como clientes para la visualización de los datos obteni-

dos en monitores de TV-Plasma de 42" instaladas en varios puntos relevantes de tránsito de las personas en el Centro.

- Programas informáticos comerciales y específicamente desarrollados por el CIEMAT en colaboración con la firma TECNASA S.L. para la adquisición de datos, actualización de bases de datos y visualización de resultados.



*Figura 1: Componentes y esquema de funcionamiento de la Red Gamma del CIEMAT*

Las sondas de radiación se colocan en puntos accesibles a cualquier persona que transite por el Centro o incluso en sus alrededores inmediatos. Cada sonda registra la tasa de dosis en periodos de 10 minutos y las envía por radio al CCA. La transmisión de datos contempla un sistema redundante de reenvío de información de modo que el riesgo de pérdida de información es mínimo.

El CCA está conectado a través de la red telemática del CIEMAT con el ordenador Cenit servidor, que guarda los datos recibidos, actualiza las bases de datos y ejecuta la aplicación de visualización de datos a través de los ordenadores Cenit clientes con monitores de 42".

Estas operaciones se efectúan y sin intervención humana alguna, por lo que se asegura que los datos mostrados son exactamente los reportados por cada una de las sondas. La actualización de datos es prácticamente

en tiempo real, si bien debido a las condiciones de transmisión de los datos normalmente no se producen retrasos en la visualización superiores a 30 minutos desde el momento de la medida.

### VISUALIZACIÓN DE LOS DATOS

Los datos se presentan en los monitores de TV mediante la sucesión de las tres pantallas que se muestran en las siguientes figuras. Cada pantalla permanece un mínimo de 30 segundos para permitir la lectura de la información contenida en cada una de ellas.

La figura 2 muestra un plano del CIEMAT con la ubicación exacta de cada sonda y donde se aprecia que las sondas se colocan en lugares accesibles a los miembros del público y muy próximos al vallado físico exterior que delimita el centro. Esta pantalla sólo se actualiza cuando se decide cambiar la situación de alguna de las sondas.

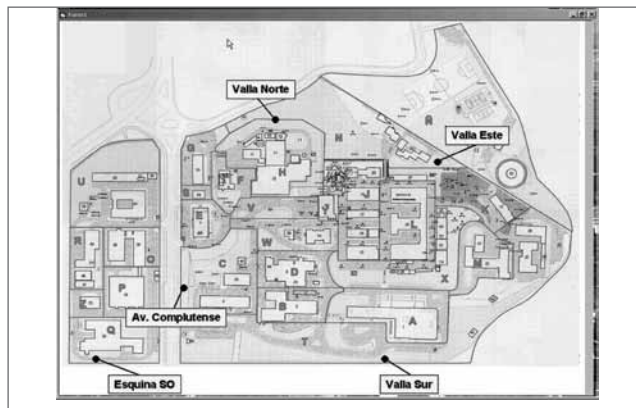


Figura 2: Pantalla que muestra la situación de las sondas de la Red Gamma del CIEMAT

La figura 3 presenta una fotografía aérea del CIEMAT con la ubicación aproximada de las sondas y los últimos datos recibidos de cada una de ellas.

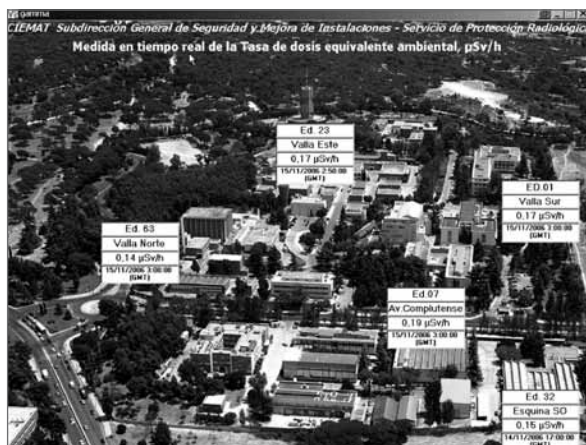


Figura 3: Pantalla que presenta los últimos datos registrados en cada una de las sondas.

La figura 4 muestra la pantalla que presenta la evolución de las medidas registradas por cada sonda en las últimas 48 horas, indicando como niveles de referencia el rango de variación del fondo natural en el CIEMAT ( $0.15-0.25 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ) y el valor de  $0.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$  mencionado en el Manual de Protección Radiológica del CIEMAT para definir las zonas vigiladas una vez abstraído el valor del fondo natural. En la parte inferior izquierda de la pantalla se presentan los últimos datos registrados en cada una de las sondas

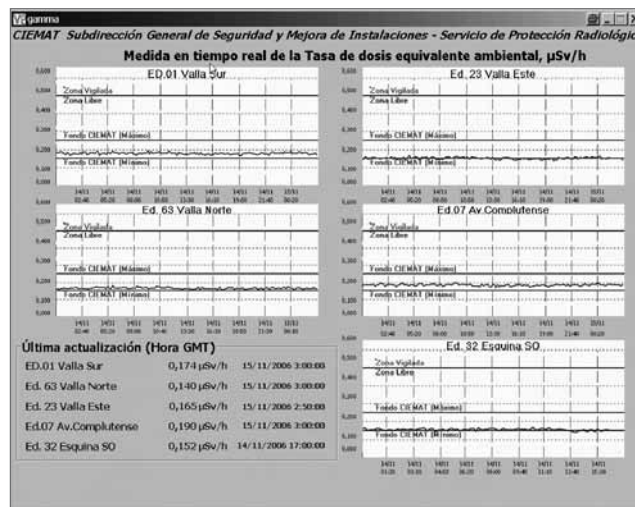


Figura 4: Pantalla que presenta la evolución de las medidas de tasa de dosis registradas por cada sonda en las últimas 48 horas.

### EXPERIENCIA OPERATIVA DE LA RED GAMMA

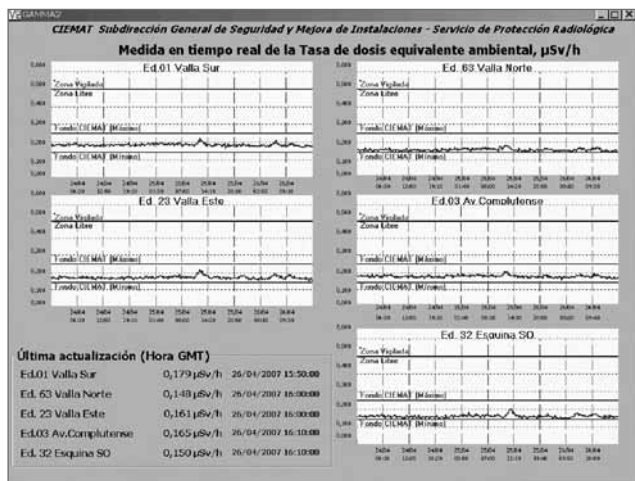
Tras una fase de pruebas inicial de 10 meses, la Red Gamma se encuentra plenamente operativa desde el mes de Noviembre de 2006, disponiendo en la actualidad de cinco sondas de radiación y cuatro monitores de TV instalados. La red se puede ampliar hasta 16 sondas y sin limitación en el número de monitores.

El funcionamiento rutinario de la Red Gamma y el examen regular de los datos registrados por ella son efectuados por el Servicio de Protección Radiológica del CIEMAT, quien en caso de observar alguna incidencia o anomalía, informa convenientemente al público de acuerdo con los procedimientos y cauces establecidos para ello.

En el periodo transcurrido desde su puesta en marcha, la disponibilidad de la Red ha sido del 100%, aunque en ocasiones ha sufrido breves interrupciones debidas generalmente a fallos en el suministro eléctrico general del Centro. Tras reanudar el funcionamiento, la Red ha

recuperado automáticamente los datos guardados en cada sonda y que en su momento no pudieron ser transmitidos al CCA.

La *figura 4* es un ejemplo típico de los resultados que se vienen obteniendo con la Red Gamma: la tasa de dosis en cada punto es estable en el tiempo y se aprecian pequeñas diferencias en la magnitud de la tasa de dosis entre los puntos debido a las diferencias en la geología de los terrenos. Se concluye que la sensibilidad de la sonda de la Red Gamma es suficiente para proporcionar medidas del fondo de radiación natural con poca dispersión, permitiendo incluso detectar en tiempo real el fenómeno de arrastre de los descendientes de radón durante las precipitaciones de lluvia, que produce un incremento temporal de la tasa de dosis (*Figura 5*). Dependiendo de diversas circunstancias como el tiempo de sequía hasta la precipitación, su intensidad y duración, el valor de dicho incremento oscila entre el 10% y el 50% del valor medio de la tasa de dosis.



*Figura 5: Pantalla de la Red Gamma donde se aprecian varios incrementos en la tasa de dosis de las sondas debidos a las precipitaciones y el arrastre de descendientes de radón.*

La sonda denominada 'Valla Este' está situada en el emplazamiento de la estación ESMERALDA establecida por el CIEMAT como punto de referencia para las medidas radiológicas ambientales y donde está instalada desde 1997 la estación correspondiente a Madrid de la Red de Estaciones Automáticas (REA) de vigilancia radiológica ambiental del Consejo de Seguridad Nuclear (*Figura 6*).

La *figura 7* muestra la excelente correlación entre los promedios horarios de las medidas de la sonda gamma

de la Red Gamma, con la sonda gamma de la REA (también basada en un detector Geiger-Müller) y con la cámara de ionización presurizada Reuter-Stokes, que puede considerarse el equipo de referencia para la medida de tasas de dosis ambientales<sup>(1,2,3)</sup>. El patrón de picos se debe a los ciclos diarios de exhalación de radón y cuyos descendientes emisores gamma contribuyen a la tasa de dosis equivalente ambiental. Este efecto es más apreciable en periodos fríos de estabilidad atmosférica.

La diferencia entre los valores reportados por cada sonda se debe a la respuesta energética de cada una de ellas<sup>(1,2,3)</sup>. En general, las sondas que emplean un detector Geiger-Müller tienden a sobrestimar el valor de la tasa de dosis hasta en un 25%, como es el caso de la sonda de la REA. En la sonda de la Red Gamma, este efecto está mejor corregido y la sobrestimación es inferior al 10% si se compara con las medidas de la cámara de ionización.



*Figura 6: Sondas para la medida en continuo de la tasa de dosis en la estación ESMERALDA. De izquierda a derecha: Red Gamma (vertical), REA y cámara de ionización presurizada.*

## CONCLUSIONES

En el CIEMAT se ha instalado con éxito la Red Gamma con objeto de informar en tiempo real sobre la tasa de dosis equivalente ambiental en puntos del centro que son accesibles a los miembros del público.

La Red ha demostrado una fiabilidad excelente ya que en más de un año de funcionamiento continuado la disponibilidad de los datos radiológicos ha sido del 100% para cada una de las 5 sondas instaladas hasta el momento.

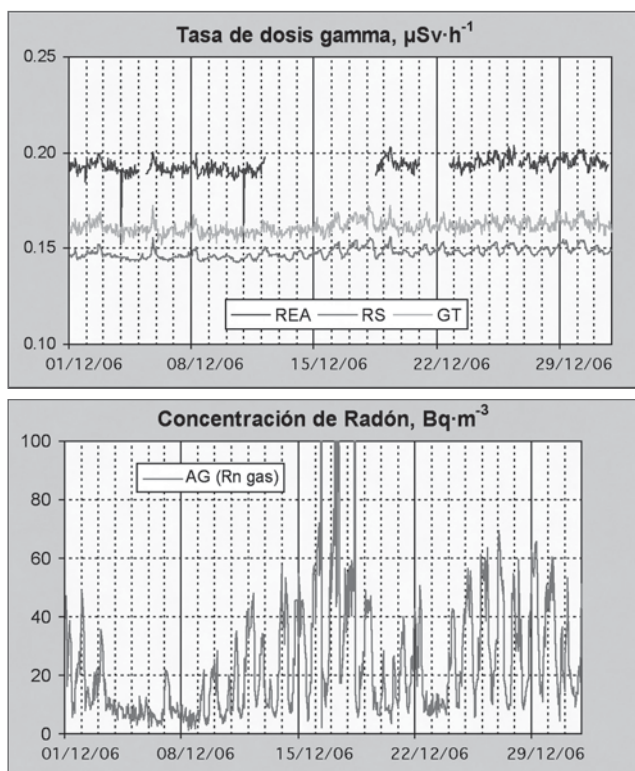


Figura 7: Comparación de las medidas de la tasa de dosis ambiental en la estación ESMERALDA. REA, red del CSN; RS, cámara de ionización presurizada; GT, Red Gamma. Inferior: Concentración de gas radón.

La calidad de las medidas es también reseñable ya que son comparables a las obtenidas con una cámara de ionización presurizada, instrumento que suele considerarse como referente en este tipo de medidas.

#### AGRADECIMIENTOS

Los autores quieren expresar su reconocimiento a la firma TECNASA S.L. y en particular a D. Carlos Pérez por su dedicación e interés en el desarrollo de la Red Gamma.

#### REFERENCIAS

1. I. M. G. Thompson, C.E. Andersen, L. Botter-Jensen, E. Funck, S. Neumaier y J.C. Sáez Vergara. *An international intercomparison of national network systems used to provide early warning of a nuclear accident having transboundary implications*. *Radiat Prot Dosimetry*, 2000; 92: 89 - 100.
2. J. C. Sáez-Vergara, I. M. G. Thompson, E. Funck, C. E. Andersen, S. Neumaier y L. Bøtter-Jensen *Lessons learnt from an international intercomparison of national network systems used to provide early warning of a nuclear accident* *Radiat Prot Dosimetry*, 2003; 103: 197 - 210.
3. J. C. Sáez-Vergara, R. Gurriarán, H. Dombrowski, E. Funck, y S. Neumaier. *The second EURADOS intercomparison of national network systems used to provide early warning of a nuclear accident* *Radiat Prot Dosimetry*, 2007; 123: 190 - 208.



## RESULTADOS DEL GRUPO DE TRABAJO DE DOSIMETRÍA AMBIENTAL POR TERMOLUMINISCENCIA. EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN EN LA ESTACIÓN ESMERALDA

M.A. Duch<sup>1</sup>, J.C. Sáez-Vergara<sup>2</sup>, M. Ginjaume<sup>1</sup>, C. Gómez<sup>3</sup>, A.M. González-Leitón<sup>2</sup>, J. Herrero<sup>4</sup>, M.J. Lucas<sup>5</sup>, R. Rodríguez<sup>2</sup>, I. Marugán<sup>6</sup>, R. Salas<sup>6</sup>

<sup>1</sup> Instituto de Técnicas Energéticas, Universidad Politécnica de Catalunya (UPC), <sup>2</sup> Centro de Investigaciones Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT), <sup>4</sup> Enusa Industrias Avanzadas, <sup>5</sup> Medidas Ambientales SA, <sup>6</sup> Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid

#### INTRODUCCIÓN

En el año 2002, impulsado por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), se organizó un grupo de trabajo

sobre dosimetría ambiental por termoluminiscencia en el que estaban representados todos los servicios de dosimetría ambiental españoles encargados de los planes de



vigilancia radiológica alrededor de las centrales nucleares y otras instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible nuclear, y el Laboratorio de Metrología de las Radiaciones Ionizantes del CIEMAT. El principal objetivo del grupo era la identificación de los diversos factores que pueden influir en la determinación de la dosis equivalente ambiental mediante sistemas de dosimetría termoluminiscente.

Desde el año 2003, la mayor parte de los servicios han estado participando voluntariamente en un ejercicio de intercomparación en la estación de referencia Esmeralda, ubicada en el CIEMAT. Uno de los objetivos principales de esta intercomparación era el estudio de la influencia de la dosis de viaje (dosis acumulada por los detectores en el viaje de ida y vuelta entre el servicio y el punto de muestreo) en el cálculo de la dosis y la comparación de distintos métodos para su determinación. Este trabajo presenta los resultados de tres años de trabajo del grupo.

## MATERIALES Y MÉTODOS

En primer lugar se recopiló la información relativa a los materiales termoluminiscentes y equipos lectores empleados en los distintos laboratorios, tipos de portadosímetros utilizados, procedimientos de borrado y lectura, y métodos para la estimación de la dosis de viaje, y posteriormente se organizó la mencionada intercomparación, analizándose dos métodos de estimación de la dosis de viaje.

### Métodos de determinación de la dosis de viaje analizados

-1) Determinación de la dosis de viaje a partir de un dosímetro de 'tránsito' que acompaña a los dosímetros destinados a la medida de la dosis en el punto de muestreo, pero que no se expone en el mismo, sino que se mantiene en un blindaje adecuado durante el tiempo que el resto de los dosímetros están expuestos. La dosis de viaje se estima de acuerdo con la expresión (1):

$$H^*(10)_{\text{viaje}} = H^*(10)_{\text{tránsito}} - H^*(10)_{\text{blindaje}} \quad (1)$$

Donde  $H^*(10)_{\text{blindaje}}$  es la dosis en el interior del blindaje durante el periodo considerado.

- 2) Determinación directa de la dosis de viaje a partir de un dosímetro que acompaña al resto de detectores, pero que al llegar a la instalación donde se encuentra el punto de muestreo, es inmediatamente devuelto al servi-

cio de dosimetría ambiental. Este método lleva implícita la suposición que la dosis acumulada en el viaje de vuelta del dosímetro de viaje es la misma que la dosis acumulada en el viaje de vuelta del resto de los detectores.

### Condiciones de irradiación

Cinco servicios han participado en la intercomparación enviando con una periodicidad trimestral un detector para ser expuesto en la estación Esmeralda, y un detector para la medida de la dosis de tránsito que era almacenado en un blindaje de plomo de 12 cm de espesor. Asimismo, algunos laboratorios también han realizado la estimación directa de la dosis de viaje, enviando un detector adicional que era devuelto al participante inmediatamente después de haberse recibido los detectores en el CIEMAT.

### Valores de referencia y cálculo de la dosis equivalente ambiental

La estación Esmeralda se encuentra en operación desde el año 1996, y desde 1997 alberga la estación de Madrid de la Red de Estaciones Automáticas (REA) del CSN. La medida de la tasa de dosis ambiental se realiza mediante una cámara de ionización de alta presión Reuter-Stokes y equipos Geiger-Müller duales. La medida de la dosis en el interior del blindaje de plomo indicado en el apartado anterior se realizó mediante dosímetros electrónicos de lectura directa (DLD) Thermo y Dosicard.

En todos los casos, los laboratorios participantes han expresado sus resultados en términos de dosis equivalente ambiental,  $H^*(10)$ .

El cálculo de dosis se ha realizado de acuerdo con la expresión (2):

$$H^*(10)_{\text{Esmeralda}} = H^*(10)_{\text{estación}} - H^*(10)_{\text{viaje}} \quad (2)$$

Donde,  $H^*(10)_{\text{estación}}$  corresponde a la dosis medida por el detector expuesto en la estación Esmeralda.

## RESULTADOS

Todos los laboratorios participantes utilizan para la dosimetría ambiental dosímetros basados en detectores de termoluminiscencia, mayoritariamente de LiF en diversas variedades, y en algunos casos los laboratorios han participado con más de un tipo de material termoluminiscente.

En las *figuras 1 a 5* se muestran los resultados de los distintos laboratorios en el periodo comprendido entre junio de 2003 a diciembre de 2006. Por razones de eco-

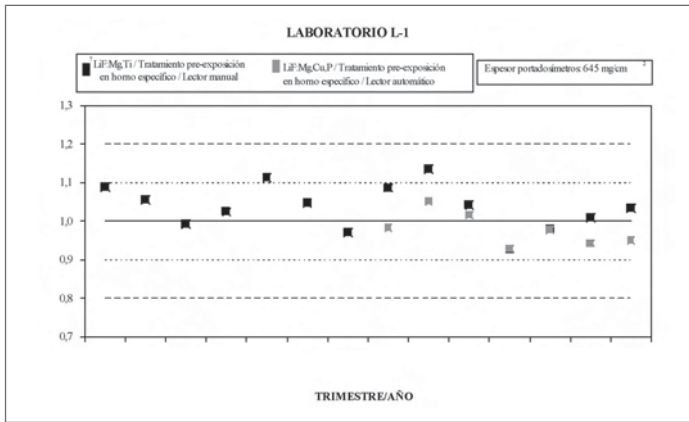


Figura 1: Resultados del Laboratorio L-1

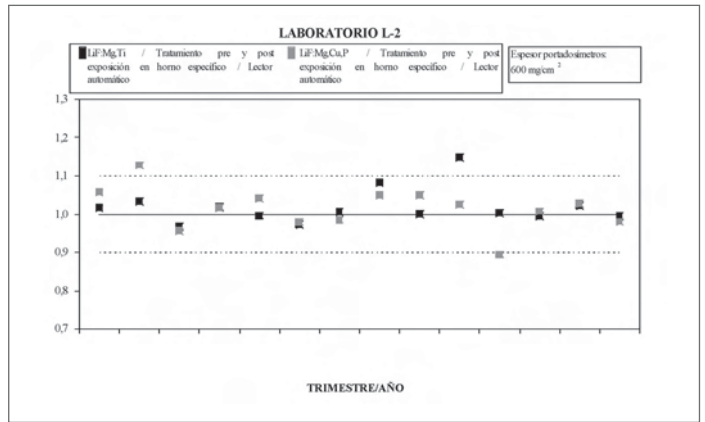


Figura 2: Resultados del Laboratorio L-2

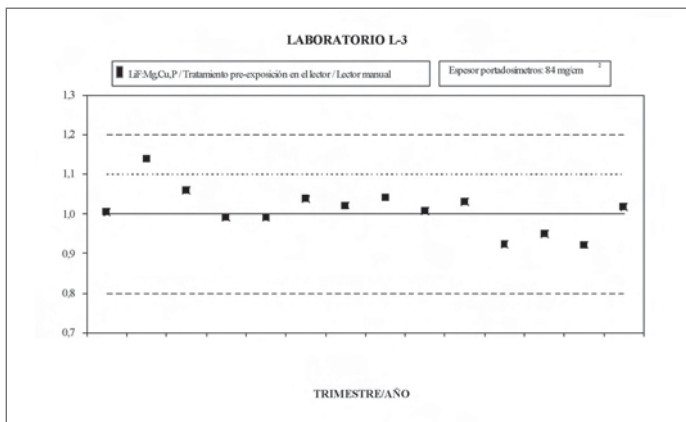


Figura 3: Resultados del Laboratorio L-3

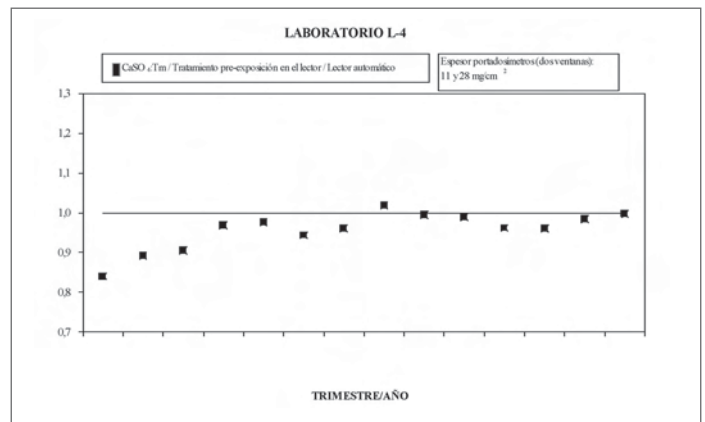


Figura 4: Resultados del Laboratorio L-4

nomía de espacio y claridad de los gráficos, en dichas figuras se presentan tan sólo los resultados correspondientes al primer método de estimación de la dosis de viaje, si bien los resultados con el método de medida directa han sido equivalentes. En los gráficos se muestra el cociente entre los resultados de los laboratorios, calculados mediante las expresiones (1) y (2), y la dosis de referencia. La identificación de los servicios se ha codificado para mantener el anonimato de los mismos.

## CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos por los laboratorios se encuentran en todos los casos dentro de un 25% del valor de referencia, y dentro del 10% para la mayor parte de los mismos, poniendo de manifiesto la buena respuesta de los sistemas analizados. Estos resultados superan ampliamente los niveles de tolerancia señalados en la normativa vigente<sup>1</sup>. Asimismo, se ha observado la validez de los dos sistemas propuestos para la determinación de la dosis de viaje. El ejercicio de intercomparación

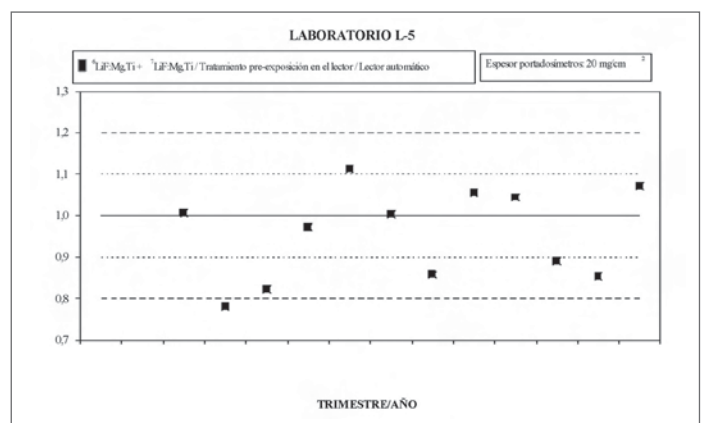


Figura 5: Resultados del Laboratorio L-5

ha permitido mejorar los sistemas de medida empleados por algunos laboratorios, mediante la mejora del portadosímetros empleado y en otros casos mediante la aplicación de factores de corrección por *fading*, término asociado a la pérdida de información dosimétrica de un



detector termoluminiscente debido al tiempo transcurrido entre irradiación y lectura, y cuya magnitud puede verse afectada por la temperatura y humedad.

En la actualidad el grupo continúa realizando medidas en la estación Esmeralda y se ha iniciado la redacción de sendos procedimientos para la determinación de la dosis de viaje. En cualquier caso se recomienda que el tiempo de exposición de los detectores sea mucho mayor que

el periodo de transporte de los mismos, con el fin de reducir al mínimo la influencia de la dosis de viaje en el resultado final.

## REFERENCIAS

1. American National Standards Institute. *Personnel dosimetry performance—criteria for testing*. Report n°. ANSI/HPS N13.11-2001.VA: Health Physics Society. 2001.



# PROTOTIPO DE UN MÓDULO PARA EL CONTROL REMOTO Y LA GESTIÓN DE DATOS EN LAS ESTACIONES DE MEDIDA DE UNA RED DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL

J. Toral <sup>1</sup>, J. Sánchez <sup>1</sup>, M. Salvadó <sup>2</sup>, M. López <sup>2</sup>

<sup>1</sup> MIR Electrónica SL, <sup>2</sup> Facultat de Medicina. Unitat de Física Mèdica. Universitat Rovira i Virgili.

## INTRODUCCIÓN

La Red General de Vigilancia Radiológica Ambiental de la Generalitat de Catalunya está constituida por 9 estaciones de seguimiento ambiental de la marca Berthold, modelo BAI-9111. Cada estación consta de cuatro módulos: toma y filtrado de la muestra de aire; detección y medida de la concentración de actividad; control de parámetros de funcionamiento de la estación; procesado y transmisión de los datos radiológicos obtenidos.

Esta red efectúa el seguimiento, en tiempo real, de los niveles de radiactividad en aire con el objetivo de detectar la posible presencia de contaminación radiactiva de origen artificial. Cada estación mide periódicamente concentraciones de emisores  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$  y radón a través del contenido de aerosoles en las muestras de aire filtradas.

## EXPERIENCIA

La red radiológica está en funcionamiento desde el año 1986. La experiencia en el mantenimiento técnico sugiere la necesidad de una actualización en el diseño



Figura 1. Distribución de las estaciones de medida en Catalunya



electrónico-informático para la optimización de resultados. Concretamente, la necesidad de introducir modificaciones para:

- 1) Reducir los desplazamientos (dada la dispersión geográfica de las estaciones) que actualmente son necesarios para subsanar las averías que se producen o para realizar los diferentes controles periódicos requeridos para garantizar el buen funcionamiento de los subsistemas.
- 2) Evitar interrupciones en el proceso de medida debidas a posibles problemas en el mecanismo de aspiración de aire o en el desplazamiento del filtro.
- 3) Corregir desajustes en los parámetros de control del sistema de detección y del procesado de datos.
- 4) Permitir la realización de calibraciones remotas de los equipos.

El objetivo del trabajo es presentar el prototipo de un módulo electrónico de entradas y salidas analógico-digitales gestionado mediante un PC para el control remoto del sistema de filtración del aire, gobierno de la alimentación de los detectores, almacenamiento, transmisión y gestión de los datos radiológicos.

El objetivo del trabajo es presentar el prototipo de un módulo electrónico de entradas y salidas analógico-digitales gestionado mediante un PC para el control remoto del sistema de filtración del aire, gobierno de la alimentación de los detectores, almacenamiento, transmisión y gestión de los datos radiológicos.

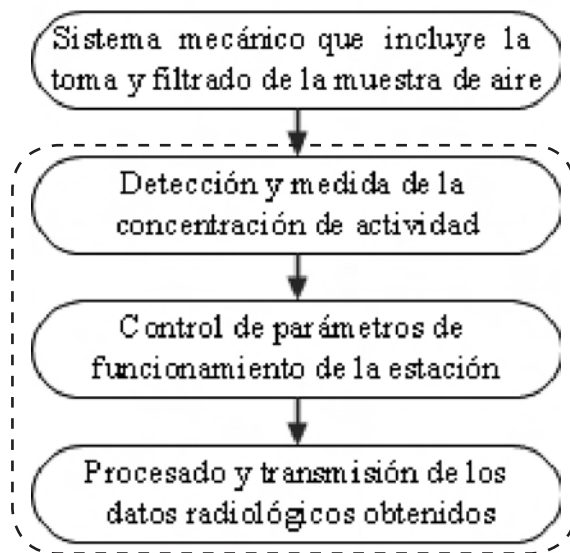
## COMPOSICIÓN MODULAR DE LA ESTACIÓN

Cada estación consta de 4 subsistemas

### El Módulo

Se ha diseñado un módulo electrónico de entradas y salidas analógico/digitales gestionado mediante un PC industrial que, aprovechando la parte mecánica del monitor Berthold, sustituye los otros 3 subsistemas restantes. Utilizando los medios de telecomunicación actuales y los recursos electrónicos e informáticos existentes, resulta posible realizar el control remoto global de las estaciones. Esto puede resultar de gran interés para poder subsanar pequeñas incidencias que eviten el desplazamiento de un técnico al lugar, teniendo en cuenta que las estaciones de la red suelen estar dispersas e instaladas en casetas aisladas y poco transitadas.

Este módulo, por tanto, presenta sustanciosas mejoras tanto de índole técnico como económico, permitiendo:



#### a) Control remoto del equipo:

- 1) Ajuste del caudal del aire aspirado, con posibilidad de que se autoregule el caudal de la bomba para mantener sin fluctuaciones el volumen deseado de paso de aire.
- 2) Modificación de la velocidad del papel y de su desplazamiento.
- 3) Modificación de los valores de las tensiones aplicadas a los detectores.
- 4) Modificación de los factores de calibración.
- 5) Control sobre el estado del filtro de papel (estimación de días para cambiarlo), encendido/apagado de la bomba de aire, etc.

#### b) Almacenamiento de los datos:

Todos los datos correspondientes al funcionamiento de la estación se graban en una base de datos SQL:

- 1) Los resultados obtenidos en los canales  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$  y ración.
- 2) Las cuentas puras obtenidas de estos canales.
- 3) El tiempo real de integración.
- 4) Las altas tensiones de los detectores.
- 5) Las bajas tensiones que alimentan la electrónica general del sistema.
- 6) El caudal de aire aspirado por la bomba.

El almacenamiento puede realizarse tanto en el propio equipo como en el equipo remoto de consulta. Las consultas y órdenes enviadas, que pueden restringirse sólo a personas autorizadas, se guardan en un registro.





Figura 2. Vista frontal del Módulo

Esta forma de almacenamiento en base de datos, frente al sistema actual de grabación en chip de memoria RAM, comporta la ventaja de disponer de una capacidad prácticamente ilimitada de almacenaje de los valores obtenidos, frente a los 120 valores actuales. En caso de apreciar un funcionamiento inestable del sistema, se puede analizar el histórico de tensiones u otros parámetros almacenados y observar sus fluctuaciones para detectar más fácilmente el origen del problema.

*c) Transmisión de los datos:*

La comunicación entre la estación (servidor) y el cliente (ordenador que interroga) se efectúa mediante protocolo TCP/IP. Además de la habitual consulta programada desde un ordenador cliente, que cada cierto tiempo interroga a la estación para leer los últimos datos radiológicos almacenados, se pueden programar 2 sistemas de alarmas:

- 1) Alarma radiológica: implementación de valores de alerta, alarma y umbral par los casos de que se produzcan valores anómalos en las medidas radiológicas.
- 2) Alarma de sistema: establecidas para los casos de que alguno de los parámetros de control (valores de voltaje incorrectos, rotura o próxima finalización del filtro de papel, volumen de aire aspirado, etc) presenten desviaciones lineales o porcentuales que superen los rangos predefinidos.

Estas alarmas están programadas para que se envíe un mensaje SMS a teléfonos prefijados o a cuentas de correo electrónico, notificando la incidencia.

**VALOR AÑADIDO**

Otra mejora importante que presenta el prototipo es que la programación informática que gobierna la estación ha sido desarrollada por nuestro equipo. La disponibilidad del código fuente permite adaptar cada estación a las necesidades específicas aportando flexibilidad al sistema y reducción de costes. Además, algunas de las nuevas tarjetas que incorpora el sistema han sido diseñadas y construidas por nuestro equipo, repercutiendo también en un abaratamiento de los costes de producción y sustitución.

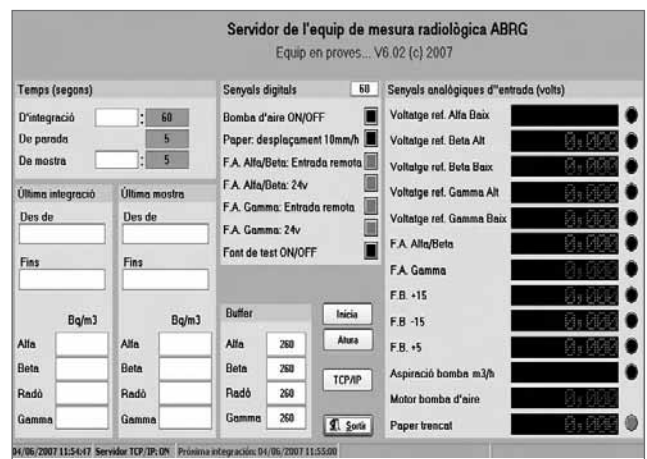


Figura 3. Vista de la pantalla del programa

**CONCLUSIONES**

El módulo electrónico/informático ha sido diseñado y construido y el prototipo ha sido probado en dos ubicaciones diferentes. Los resultados de funcionamiento obtenidos, confirman su capacidad para realizar con éxito las funciones a las que se hace referencia en este trabajo.

El nuevo módulo permite sustituir los subsistemas más antiguos del equipo Berthold BAI-9111, aprovechando el subsistema más robusto y más atemporal (el eléctrico/mecánico). La estación resultante es un equipo optimizado y moderno que permite ser controlado remotamente, abarata los costes de mantenimiento y, al disponer del código fuente del sistema, permite a cualquier usuario adaptarlo o modificarlo fácilmente a sus intereses.

# CARACTERIZACIÓN RADIOLÓGICA DE UN DEPÓSITO DE RESIDUOS INDUSTRIALES EN FLIX (TARRAGONA). EVALUACIÓN DE LA DOSIS RECIBIDA POR LOS TRABAJADORES

X.Ortega, M.A. Duch, I. Vallés, A. Vargas, N. López

*Instituto de Técnicas Energéticas-Universidad Politécnica de Catalunya*

## INTRODUCCIÓN

El depósito controlado de residuos industriales del “Racó de la Pubilla” situado en la población de Flix (Tarragona) almacena desde 1989 y hasta la actualidad, alrededor de 400000 t de residuos sólidos procedentes de la producción de la planta industrial de fosfato bicálcico de la empresa Ercros, ubicada a 5 km del mismo. Dichos residuos presentan actividades de los radisótopos de las cadenas naturales del uranio y el torio muy superiores a las tierras no contaminadas, razón por la que, en el año 2005 y a petición de la Agència de Residus de Catalunya de la Generalitat de Catalunya, el Instituto de Técnicas Energéticas (INTE) de la Universidad Politécnica de Catalunya (UPC) llevó a cabo una serie de determinaciones en el emplazamiento del vertedero con el objetivo de efectuar la caracterización radiológica de la instalación que abarcaron los puntos siguientes:

- Caracterización de los componentes radiactivos de los residuos almacenados en el depósito y estimación del inventario de material radiactivo y su distribución en el emplazamiento, para lo cual se realizó el análisis de muestras de lodos recogidos en diversas zonas del vertedero.
- Determinación del mapa radiológico del depósito a partir de las siguientes medidas “in situ”:
  - Dosis equivalente ambiental.
  - Concentración de radón.
  - Concentración de partículas y determinación de la radiactividad del polvo atmosférico.

Posteriormente, en el año 2006 y a petición de Ercros, el INTE-UPC ha realizado una serie de estudios adicionales para evaluar las dosis recibidas por los trabajadores del vertedero en las diversas tareas relacionadas con el mismo (carga de residuos en los vehículos de transporte, viajes hacia el vertedero y descarga de los residuos en el mismo, y mantenimiento del vertedero):

- Identificación de los trabajos que lleva a cabo el personal de la instalación: personal implicado, tareas desa-

rolladas, tiempos empleados en las diversas actividades, protecciones.

- Estudio dosimétrico de las diversas tareas mediante medidas “in situ”:
  - Dosis equivalente ambiental.
  - Concentración de radón.
  - Concentración de partículas y determinación de la radiactividad del polvo atmosférico.
- Evaluación dosimétrica de los trabajadores del vertedero según las recomendaciones contenidas en los Documentos de Radiation Protection no 95(1) y no 122(2) de la Comisión Europea.

## Descripción del depósito

El depósito está situado en un valle de lecho impermeable y los residuos se han depositado formando terrazas de niveles ascendentes de 10 a 30 metros de pro-

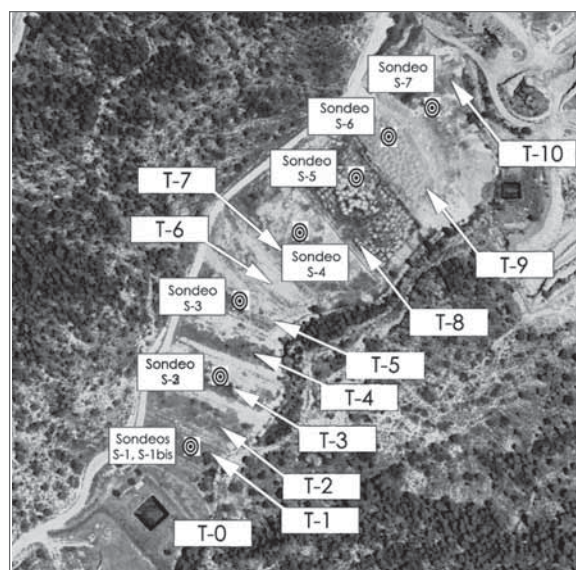


Figura 1: Identificación de las terrazas (T) y puntos de sondeo (S). Fotografía aérea Inst. Cartogràfic de Catalunya



fundidad. Actualmente, la instalación está compuesta por una zona inalterada en su cota más baja, seguida de 10 terrazas en las que los residuos han sido cubiertos con una capa protectora de aproximadamente 1.5-2 m de material inerte, y finalmente una zona actualmente en explotación.

La *figura 1* muestra una fotografía aérea de la zona, la identificación de las terrazas estudiadas y los puntos donde se realizaron sondeos para la extracción de muestras indicados en el apartado siguiente.

Asimismo, el depósito cuenta con 5 piezómetros, tres pozos, y dos balsas para la eventual colección de los lixiviados procedentes de los residuos.

## MATERIALES Y MÉTODOS

### Medida de la dosis equivalente ambiental

El mapa radiológico del vertedero se ha determinado mediante la estimación de dosis en términos de dosis equivalente ambiental,  $H^*(10)$ , con detectores pasivos de termoluminiscencia de LiF:Mg,Cu,P. En cada terraza se seleccionaron un mínimo de 3 puntos de medida diferentes, en los cuales los dosímetros se colocaron a 1 m de altura, y se realizaron diversas campañas con periodos de exposición de un mes.

### Medida de la concentración de radón

Para la determinación de la concentración de radón se utilizaron electretes E-Perm SST de la firma Rad-elec. En cada punto de medida se colocaron dos detectores de manera a garantizar el control de calidad. Dichos detectores se ubicaron en una caja preparada para permitir la entrada de gas de radón y protegida para su preservación de posibles condiciones adversas ambientales. Las cajas se colocaron a 1 metro de altura mediante un sistema de sujeción, y se realizaron diversas campañas con periodos de exposición de un mes.

### Polvo atmosférico

Las muestras se recogieron con dos captadores de alto volumen, haciendo circular aire a través de un filtro de fibra de vidrio sobre el que quedan retenidas las partículas del polvo atmosférico. El volumen muestreado fue en cada caso como mínimo de 90 m<sup>3</sup>.

### Análisis de radiactividad

Se tomaron 55 muestras a profundidades comprendidas entre 0.6 a 13 m en diversos puntos del depósito.

Los análisis del contenido radiactivo de las muestras se llevaron a cabo en el Laboratorio de Análisis de Radiactividad del INTE, el Laboratorio de Radiología Ambiental de la Universitat de Barcelona (UB), y el Laboratorio del Instituto de Ciencia i Tecnologia Ambiental de la Universitat Autònoma de Barcelona (UAB). Las concentraciones de radionúclidos emisores gamma, o bien, radionúclidos que tienen descendientes radiactivos que son emisores gamma, se han determinado con detectores de semiconductor Canberra modelos GX3020 y GX4020, y la aplicación GENIE 2000 de acuerdo con los procedimientos internos de los laboratorios. Los radionúclidos emisores alfa, se han determinado mediante la técnica de espectrometría alfa con un detector PIPS, marca Canberra modelo PD-450-17-100-AM).

## RESULTADOS

### Caracterización radiológica del depósito

Los resultados de los análisis de radiactividad de las muestras, *figura 2*, muestran que los diversos componentes de la cadena del U-238 alcanzan valores en el rango de 2000 a 4500 Bq/kg, si bien algunas muestras presentaron valores más elevados, en especial en el caso del Th-230, que alcanzó valores de 13000 Bq/kg. El inventario de material radiactivo del depósito se ha estimado en 9000 GBq considerando isótopos de vida larga.

El análisis del polvo atmosférico no reveló la presencia de elementos radiactivos por encima de los límites inferiores de detección aplicados, del orden de mBq/m<sup>3</sup>.

La concentración de radón presentó una marcada dependencia con las condiciones atmosféricas, con un valor medio del orden de 30 Bq/m<sup>3</sup>, ligeramente superior a 10 Bq/m<sup>3</sup>, valor de referencia de la zona inalterada del depósito.

La evaluación de la tasa de dosis equivalente ambiental, *figura 3*, alcanzó valores moderados del orden de 200 nSv/h, algo superiores a otras zonas no afectadas por el depósito.

### Evaluación dosimétrica de las tareas realizadas por los trabajadores

Los residuos son transportados mediante camiones desde la planta hasta el depósito, lo cual supone un trayecto de aproximadamente 5 km, de tal modo que el régimen de ocupación de los trabajadores se distribuye en las siguientes tareas:

- Operaciones de carga de los residuos en la fábrica.
- Conducción de los camiones hasta el vertedero y descarga de los mismos en la zona de explotación.
- Mantenimiento habitual en el vertedero. (Re-distribución de los residuos en la terraza en explotación, cobertura periódica de los residuos con capas de arcilla inerte, mantenimiento de los accesos y de las terrazas ya clausuradas).
- Preparación/clausura de terrazas. Las tareas de clausura corresponden a la colocación de las correspondientes capas de asentamiento, impermeabilización y sellado final. En el caso de la preparación de nuevas terrazas debe tenerse en cuenta que se trata de trabajos sin exposición a los residuos y por tanto sin significación radiológica.

La evaluación dosimétrica de la dosis que puede recibir un trabajador se ha realizado teniendo en cuenta diversos escenarios. Así los escenarios básicos determinados corresponden a:

1. Trabajadores que realicen tareas habituales del vertedero durante todo el año y en dedicación exclusiva (2000 h). Estos trabajos comprenden la carga, transporte y descarga de los vehículos, y mantenimiento habitual del vertedero.
2. Trabajadores que realicen tareas de clausura de terrazas ya finalizadas durante una parte del año y el resto del mismo (hasta 2000 h año) las tareas habituales del vertedero.
3. Trabajadores que realicen tareas de preparación de nuevas terrazas durante una parte del año y el resto del mismo (hasta 2000 h año) las tareas habituales del vertedero.

Para estos escenarios básicos, la asignación máxima de dosis efectiva anual para un trabajador que realice tareas habituales del vertedero es de 0.9 mSv, sin sustraer el fondo radiológico natural (0.4 mSv aproximadamente).

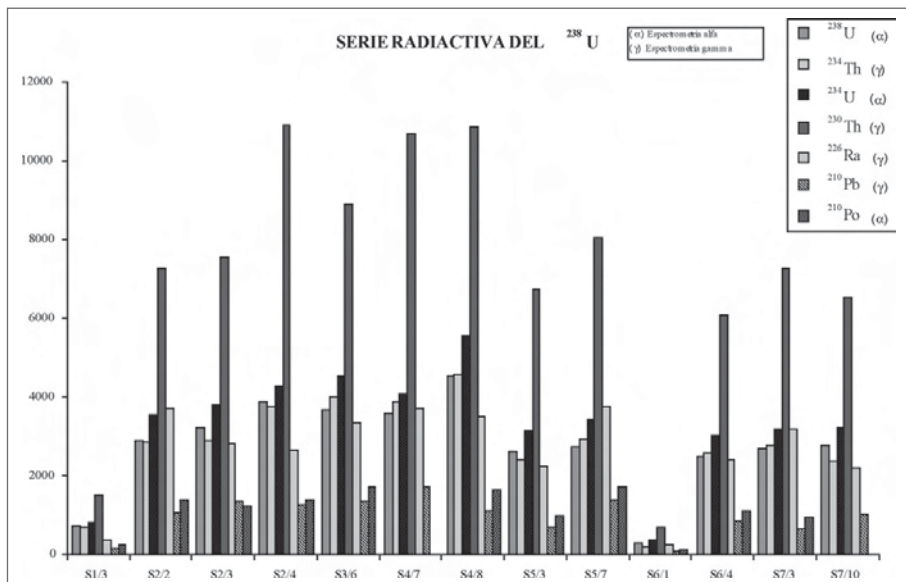


Figura 2: Análisis de radiactividad de las muestras

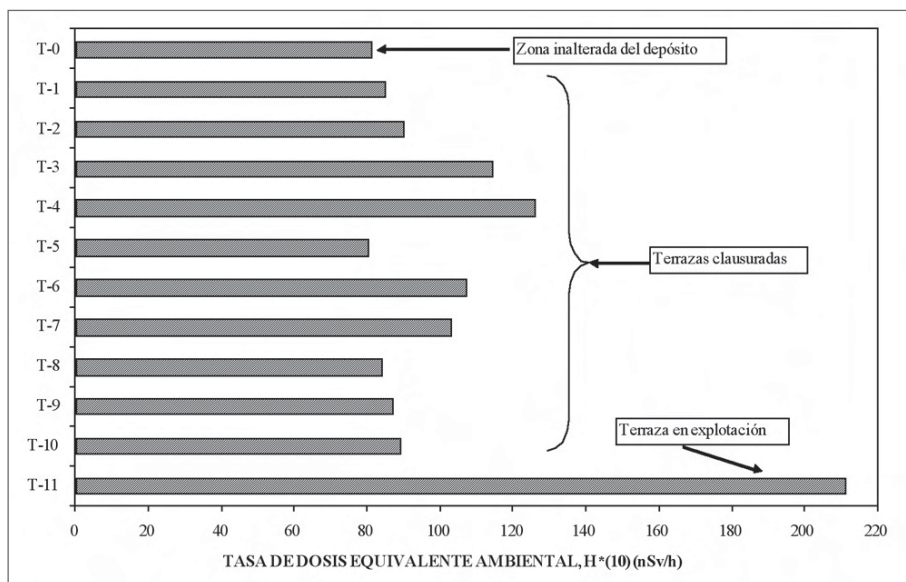


Figura 3: Mapa radiológico del depósito

La asignación de dosis efectiva anual para un trabajador que realice tareas de clausura de las terrazas así como el resto del año las tareas habituales del vertedero es de 0.9 mSv sin sustraer el fondo radiológico natural (0.4 mSv aproximadamente).

La asignación de dosis efectiva anual para un trabajador que realice tareas de preparación de terrazas nuevas, así como el resto del año las tareas habituales del vertedero es de 0.5 mSv sin sustraer el fondo radiológico natural (0.4 mSv aproximadamente).



## CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos permiten afirmar que, en las zonas estudiadas, la dosis efectiva debida a la radiactividad de los residuos almacenados en el depósito es inferior a 1 mSv/año. Asimismo, de la evaluación dosimétrica de las dosis recibidas por los trabajadores se desprende que no es necesario el control del organismo regulador siempre y cuando las condiciones de trabajo y la situación del vertedero no sufran variaciones importantes con respecto a las recogidas en este estudio (tipos de trabajo, características del residuo almacenado, y sistemática de formación de terrazas).

## REFERENCIAS

1. European Commission. *Reference levels for workplaces processing materials with enhanced levels of naturally occurring radionuclides*. Radiation Protection N°. 95, Luxemburg. 2000.
2. European Commission. *Practical use of the concepts of clearance and exemption. Part II: Application of the concepts of exemption and clearance to natural radiation sources*. Radiation Protection N°. 122, Luxemburg. 2002.



# EVALUACIÓN RADIOLÓGICA DE LAS AGUAS PROCEDENTES DE LOS SISTEMAS ACUÍFEROS DEL ÁREA DE SIERRA DE GÁDOR (ALMERÍA)

J. Domínguez-Hidalgo<sup>1</sup>, J.P. Bolívar<sup>1</sup>, A. Vallejos<sup>2</sup>, F. Sánchez-Martos<sup>2</sup>, A. Pulido-Bosch<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Departamento de Física Aplicada. Universidad de Huelva. Facultad de Ciencias Experimentales,

<sup>2</sup>Departamento de Hidrogeología. Universidad de Almería

## INTRODUCCIÓN

Los objetivos del proyecto del que surge este trabajo son básicamente dos. Primero, realizar una evaluación radiológica de las aguas de las unidades hidrogeológicas que constituyen el sistema acuífero del Campo de Dalías, en especial las zonas de mayor consumo. Y, en segundo lugar, analizar los desequilibrios existentes entre los isótopos de la serie del <sup>238</sup>U con objeto de profundizar en el conocimiento de los procesos básicos que regulan el comportamiento de este sistema, tales como procesos de disolución de los materiales del acuífero, etc. El primero de estos objetivos será el que fundamentalmente trataremos en este artículo.

El campo de Dalías es una llanura ubicada en el extremo sur-occidental de la provincia de Almería, entre las cuencas vertientes de los ríos Adra y Andarax. Ocupa una superficie cercana a los 330 km<sup>2</sup> y tiene forma de media elipse, con una longitud de línea de costa en torno a 50 km. El límite septentrional está constituido

por las estribaciones de la Sierra de Gádor, mientras que los bordes restantes los ocupa el mar.

La Sierra de Gádor se sitúa al suroeste de la provincia de Almería, y pertenece a la Cordillera Bética, constituyendo una gran unidad fundamentalmente carbonatada que ocupa una superficie de unos 700 km<sup>2</sup>. Las características morfológicas, litológicas, estructurales y una mayor pluviosidad de la Sierra, juegan un papel esencial en la alimentación al campo de Dalías, siendo ésta la principal fuente de recarga del agua subterránea<sup>1,2</sup>.

Las actividades agrícolas se han desarrollado pagando un altísimo coste ambiental; generación de grandes cantidades de plásticos y deshechos agrícolas, y uso intensivo e indiscriminado de las aguas subterráneas existentes en la zona.

Dado que las precipitaciones medias en el Campo de Dalías raramente exceden los 200 mm al año, la explotación de los acuíferos que forman este sistema hidrogeológico ha sido mucho mayor que la recarga<sup>2</sup>.

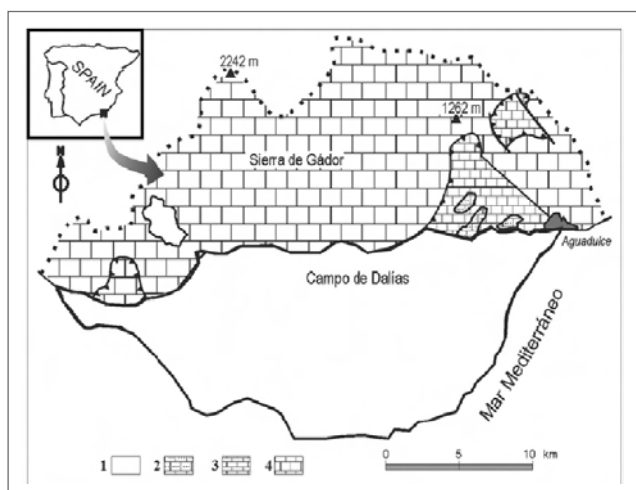


Figura 1: Situación de la zona en estudio (2).

## MATERIALES Y MÉTODOS

### Muestreo

En un muestreo realizado en el año 2006 se seleccionaron 45 puntos distribuidos por toda la zona de estudio, incluyendo puntos con todo tipo de problemática asociada (contaminación puntual o difusa), mineralogía y morfología.

El criterio de selección de los puntos fue que éstos siempre debían bombear agua con continuidad para que las muestras fueran representativas de las aguas subterráneas, con objeto de no coleccionar aguas que hubieran sufrido alteraciones físicas, químicas o biológicas. Además han sido muestreados los principales manantiales de Sierra de Gádor, utilizados muchos de ellos para consumo humano.

En cada uno de los puntos se recogieron 5 litros de agua en botellas de polietileno. Algunas propiedades físico-químicas (pH, eH, temperatura y conductividad eléctrica) se midieron "in situ". Una vez transportadas las muestras al laboratorio se filtraron con filtros Millipore de tamaño de poro 0.45  $\mu\text{m}$ , obteniéndose así dos fases: la materia disuelta, y la materia en suspensión. La materia disuelta se llevó a pH en torno la unidad con ácido nítrico suprapuro para favorecer la conservación de la muestra y que los radioelementos actínidos se adsorban sobre las paredes.

### Método radioquímico y medida

Los isótopos que se determinaron en las muestras han sido: uranio ( $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  y  $^{238}\text{U}$ ), radio ( $^{226}\text{Ra}$ ), torio ( $^{232}\text{Th}$

y  $^{230}\text{Th}$ ) y polonio ( $^{210}\text{Po}$ ), todos ellos emisores alfa. Por tanto, se midieron por espectrometría alfa tras someter a las muestras a un método radioquímico que permite la separación y aislamiento selectivo de los radionucleidos de interés.

Se utilizó un método radioquímico secuencial basado en el que desarrollaron Martin y Hancock (1992), el cual fue puesto a punto en nuestro laboratorio por E. Borrego (2005). El rendimiento químico medio fue cuantitativo, con un valor medio del 65 % para el U y el 52% para el Ra para el conjunto de muestras analizadas.

### El método radioquímico consta de las etapas:

1. Adición de cantidades conocidas de trazador, en nuestro caso  $^{232}\text{U}$ ,  $^{229}\text{Th}$  y  $^{209}\text{Po}$  con el fin de controlar el rendimiento radioquímico del método.
2. Evaporación casi a sequedad y realización de una digestión ácida para, finalmente, disolver el residuo obtenido en  $\text{HNO}_3$  8 M.
3. Aislamiento columnas de intercambio iónico y extracción selectiva con tributil fosfato (TBP).
4. Obtención de la fuente delgada por electrodeposición para recuento adyactivo mediante la técnica de espectrometría alfa.

El equipo de espectrometría alfa consta de ocho cámaras independientes trabajando en paralelo, modelo Soloist Ortec EG&G. Cada una de las cámaras posee un detector de silicio de implantación iónica (PIPS) con una superficie de 450  $\text{mm}^2$ . La eficiencia de detección oscila en torno al 25 % en la posición de recuento; 4 mm de distancia con el detector.

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

En los 45 puntos tomados, repartidos por la Sierra de Gádor (GAD) y cuenca del río Andarax (AND y RAND), nos encontramos con valores de concentraciones de actividad de los diferentes radionucleidos muy diversos:

Respecto al  $^{238}\text{U}$ , los valores oscilan entre  $144 \pm 6$  mBq/L (máximo) y  $1,08 \pm 0,12$  mBq/L como valor más inferior obtenido, con un valor medio de 27,5 mBq/L. Las concentraciones de actividad del  $^{235}\text{U}$  oscilan entre  $6,8 \pm 0,4$  mBq/L y  $0,07 \pm 0,03$  mBq/L y su valor promedio fue 1,54. Por último, las concentraciones de  $^{234}\text{U}$  fueron relativamente muy superiores a las de  $^{238}\text{U}$ , como es esperable en aguas subterráneas relativamente envejecidas. Así, la concentración de actividad de  $^{234}\text{U}$  varió en los  $161 \pm 6$  mBq/L y  $0,90 \pm 0,09$  mBq/L, con un valor medio 46,4 mBq/L. El cociente de actividades



$^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  muestra el grado de desequilibrio entre ambos isótopos y ha sido muy utilizado para elaborar modelos de dispersión de radionucleidos en aguas subterráneas que permiten evaluar diferentes parámetros hidrológicos e hidroquímicos de los acuíferos. El cociente obtenido en nuestro caso fue de 2,02 y osciló entre 1,06 y 3,8.

En relación a los resultados obtenidos para el  $^{226}\text{Ra}$ , sus concentraciones van desde los  $387 \pm 19$  mBq/L hasta los  $0,76 \pm 0,08$  mBq/L. Este hecho muestra que la composición de estructura del acuífero es muy variada, tal y como se ha comentado en la introducción, pero su análisis detallado no es el objetivo de este trabajo.

Los isótopos analizados para el Th han sido el  $^{232}\text{Th}$  y el  $^{230}\text{Th}$ , debido a que se ha medido de forma secuencial lo que hace que el  $^{228}\text{Th}$  procedente del  $^{232}\text{U}$  añadido como trazador del U interfiera con el  $^{228}\text{Th}$  de la muestra y haga que sea muy difícil su determinación. Las concentraciones de actividad para los isótopos de Th han estado en general por debajo del límite de detección (0,7 mBq/L), y el mismo hecho ha ocurrido para el  $^{210}\text{Po}$ . Estos resultados son esperables ya que es muy conocido que el torio es un radioelemento que se transporta en condiciones típicas ambientales ligado al material particulado, o fase sólida.

A modo de comentario general se puede afirmar que existen algunas localizaciones con elevados contenidos de radioactividad natural, en especial para el  $^{226}\text{Ra}$  e isótopos de U.

Este trabajo lo hemos enfocado en caracterizar desde el punto de vista radiológico las aguas subterráneas del suroeste almeriense, y para ello se ha utilizado el Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes y en el Real Decreto 140/2003, de 7 de febrero, por el que se establecen los criterios sanitarios de la calidad del agua de consumo humano.

El RD 783/2001 establece una dosis máxima de 1 mSv por año oficial (aumento sobre el fondo) para los miembros del público. Por otro lado, el RD 140/2003 establece la dosis máxima ingerida en aguas de consumo humano en 0,1 mSv para un año oficial.

Para un año oficial, la dosis total (D) se calculará como la suma de las dosis ( $D_i$ ) procedentes de cada uno de los radionucleidos ingeridos:  $D = \sum D_i$ , donde  $i =$  Radionucleido  $i$ . Los factores de conversión de dosis por ingestión ( $g_i$  (Sv/Bq)) utilizados son los recomendados en el RD 783/2001 para adultos mayores de 17 años de edad.

Por tanto tendremos que la dosis anual por ingestión de aguas de consumo de un determinado radionucleido es:

$$D_i = g_i (\text{Sv Bq}^{-1}) \cdot a_i (\text{Bq L}^{-1}) \cdot V (\text{L a}^{-1}) \quad (\text{eq. 1})$$

Donde  $a_i$  es la concentración de actividad del radionucleido  $i$  y  $V$  es el volumen de referencia ingerido por una persona durante un año.

La dosis se ha calculado siguiendo la guía del Consejo de Seguridad Nuclear nº 7.7 sobre Control Radiológico del Agua de bebida, por lo que se han considerado para el cálculo de la dosis efectiva los isótopos siguientes:  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  y  $^{210}\text{Pb}$ - $^{210}\text{Po}$ . Las dosis efectivas comprometidas totales más elevadas se indican en la *tabla 1*.

Muestra	Dosis efectiva (mSv/a)
AND7	0,084
GAD14	0,029
AND6	0,028
GAD6	0,023
AND1	0,018
GAD21	0,012

*Tabla 1. Dosis efectivas comprometidas más elevadas obtenidas en aguas subterráneas del suroeste almeriense*

Con los resultados obtenidos se pone de manifiesto la ausencia de niveles con riesgo radiológico para la población que puedan inducir dosis efectivas anuales superiores a 0,1 mSv, valor guía en nuestra legislación.

Tan sólo la muestra AND 7 (cuena del Andarax) presenta un valor cercano al límite legislado (0,1 mSv/año), debido fundamentalmente a elevado valor de concentración de actividad de  $^{226}\text{Ra}$  en este punto.

## RESUMEN Y CONCLUSIONES

En este trabajo se ha evaluado la calidad de las aguas del sistema acuífero del suroeste almeriense desde el punto de vista radiológico. Esta comprobación no carece de importancia, pues estas aguas subterráneas abastecen a todos los núcleos de población cercanos y a la importante agricultura que se da en la zona, motor de la economía de esta comarca.

Para lograr este objetivo se ha empleado un método radioquímico lento y laborioso, pero de gran fiabilidad y alto rendimiento químico. Tras una electrodeposición sobre planchetas de acero inoxidable se ha medido por espectrometría alfa, obteniéndose datos relativos a con-



centraciones de actividad o actividades específicas.

Estas concentraciones de actividad son las que nos han permitido calcular las dosis anuales por ingestión.

Los resultados revelan que los valores de dosis están por debajo de los niveles máximos establecidos en el RD 783/2001 y el RD 140/2003 para aguas de consumo humano. Se han expuesto los resultados de 6 de las 45 muestras por ser los que presentan unos valores más altos.

## AGRADECIMIENTOS

Al Departamento de Hidrogeología de la Universidad de Almería y en especial a A. Pulido Bosch, F. Martos y A. Vallejos, sin los cuales este proyecto no hubiera podido llevarse a cabo.

## REFERENCIAS

1. Pulido Bosch, A. Almería. IARA. *Caracterización Hidrogeoquímica del Campo de Dalías*, 1989.
2. A. Vallejos, A. Pulido Bosch, F. Sánchez Martos, J. Gisbert y L. Molina. *Evolución Geoquímica de las aguas subterráneas en el borde meridional de la Sierra de Gádor (Almería)*. Geogaceta, 37. 2005
3. BOE. RD 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.
4. BOE. RD 140/2003, de 7 de febrero, por el que se establecen los criterios sanitarios de la calidad del agua de consumo humano.
5. Martínez Aguirre, A. Tesis Doctoral. *Radiactividad Natural en diversos compartimentos naturales de Andalucía*. Universidad de Sevilla. 1990.
6. Martín y Hancock. *Routine Analysis of naturally occurring radionuclides in environmental samples by alpha particle spectrometry*. Department of Environment and Heritage Supervising Scientist. 2004.
7. González-Labajo, J. *Radionucleidos Naturales en el Parque Nacional de Doñana y su entorno*. Tesis Doctoral. Universidad de Sevilla. 2003.
8. IARA-Universidad de Granada. Pulido Bosch et al. *Quantity and quality of groundwater in the Campo de Dalías (Almería, SE Spain)*. 1992.
9. Vallejos, A. *Caracterización hidrogeoquímica de la recarga de los acuíferos del Campo de Dalías a partir de la Sierra de Gádor (Almería)*, Univ. Granada. 1997.
10. García- González, F. *Medida de Radionucleidos Naturales en un centro de almacenamiento de residuos*. Universidad de Huelva. Dpto. Física Aplicada. 2003.
11. Custodio, E., Llamas, M.R. *Hidrogeología subterránea*. Ed. OMEGA. 1983.
12. Aguado, J.L., Bolívar, J.P., García-Tenorio, R.  *$^{226}\text{Ra}$  and  $^{228}\text{Ra}$  determination in environmental samples by alpha-particle spectrometry*.
13. Aguado, J.L. Universidad de Huelva. Tesis Doctoral. *Aplicaciones de la espectrometría alfa en la caracterización de Ra y U en residuos y matrices ambientales*.



# ESTUDIO DEL COMPORTAMIENTO DEL PLUTONIO DESDE EL PUNTO DE VISTA DE SU CONTRIBUCIÓN A LA DOSIS POR INHALACIÓN

A. Agüero, D. Pérez-Sánchez, C. Trueba

Departamento de Medio Ambiente. Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT)

## INTRODUCCIÓN

El inventario de radionucleidos que se puede almacenar en un repositorio de residuos radiactivos de alta actividad, comprende un amplio rango. No todos los

radionucleidos contribuyen de forma significativa al posible impacto que se produciría en el medio ambiente (la biosfera) tras su liberación desde el repositorio, ya que presentan distinto comportamiento físico, químico y biológico, propiedades que afectan a su migración y



acumulación en los distintos receptores biosféricos. Dadas estas premisas, el grupo de Protección Radiológica del Público y del Medio Ambiente, del CIEMAT, bajo acuerdo con ENRESA, estudió distintos ejercicios de evaluación del comportamiento de almacenamientos geológicos profundos nacionales e internacionales. En ellos se analizaron las condiciones (residuo, medio geológico, escenario, etc.) en las que distintos radionucleidos aparecen como mayores contribuyentes a la dosis final. Como resultado del análisis se seleccionaron <sup>36</sup>Cl, <sup>99</sup>Tc, <sup>129</sup>I, <sup>230</sup>Th, <sup>237</sup>Np, <sup>14</sup>C, <sup>239</sup>Pu y series del Uranio, para la realización de estudios en detalle, orientados a la parametrización y posterior modelización de su comportamiento en los distintos receptores biosféricos.

En éste trabajo se presenta la revisión bibliográfica realizada para la parametrización del comportamiento del <sup>239</sup>Pu en medios terrestres, considerando que su mayor contribución a la dosis se produce por inhalación de polvo resuspendido de los suelos.

**FORMACIÓN E INVENTARIO**

El <sup>239</sup>Pu es un radionucleido de origen artificial, su vida media es de aproximadamente 24.100 años y decae a <sup>235</sup>U por emisión de una partícula alfa. El <sup>239</sup>Pu es el isótopo más común del Plutonio, siendo el <sup>240</sup>Pu el segundo, generalmente se presentan juntos y ambos tienen importancia desde el punto de vista de la gestión de residuos radiactivos.

El <sup>239</sup>Pu se clasifica en el grupo de alta toxicidad radiológica porque la partícula alfa de alta energía puede causar un daño biológico significativo si se incorpora al cuerpo humano. La actividad de <sup>239</sup>Pu en por elemento combustible es de 6.28 10<sup>12</sup> Bq de acuerdo al inventario de referencia de ENRESA<sup>1</sup>.

**COMPORTAMIENTO EN MEDIOS TERRESTRES**

Se ha analizado la información disponible para el estudio de su comportamiento en la atmósfera, aguas superficiales, vegetales, animales, suelos, aguas subterráneas y humanos. La revisión se ha realizado utilizando la matriz de interacción general en medios terrestres, obtenida del grupo de trabajo “Waste and Radioecology” patrocinado por la IUR<sup>2</sup>.

*a) Atmósfera y Suelos*

Considerando un repositorio de residuos radiactivos y un escenario de evolución normal, el plutonio contaminaría el aire principalmente a través de la vía de re-suspensión de suelo previamente contaminado. Dicha re-suspensión puede proceder de acción del viento o bien de acciones humanas (p.e. arado, que provoca re-suspensión local directa). Factores estacionales como contenido en humedad del suelo y densidad de la cubierta vegetal son determinantes en la cantidad de re-suspensión que se produce.

La re-suspensión se puede estimar utilizando distintas aproximaciones: el factor de re-suspensión o la carga de

Atmosphere	1)Deposition	1)Deposition 2)Photosynthesis	1)Inhalation	1)Dry deposition 2)Precipitation 3)Gas sorption	1)Diffuse exchange 2)Pressure			1)Diffuse exchange 2)Pressure	
1)Evaporation 2)Gas evolution 3)Drift	Water Bodies	1)Rootuptake 2)Irrigation	1)Ingestion	1)Irrigation 2)Recharge by surface waters	1)Release from solution				1)Recharge by surface waters
1)Transpiration 2)Respiration 3)Pollen and	1)Rootexudation 2)Senescence and death	Vegetation	1)Ingestion	1)Rootexudation	1)Root respiration	1)Litter fall 2)Senescence and death	1)Symbiotic association	1)Rootexudation 2)Litter fall (at outcrop)	
1)Exhalation 2)Eructation	1)Excretion 2)Death	1)Excretion 2)Death	Animals	1)Excretion		1)Excretion 2)Death and decomposition	1)Excretion of gut microbiota	1)Excretion 2)Death and decomposition	
1)Evaporation	1)Seepage 2)Throughflow 3)Groundwater	1)Rootuptake	1)Ingestion	Soil Solution	1)Ion exchange 2)Degassing	1)Sorption 2)Fixation	1)Uptake	1)Sorption 2)Fixation 3)Diffusion	1)Advection 2)Diffusion
1)Diffuse exchange 2)Pressure	1)Solution at boundaries	1)Rootuptake and transport in aerenchyma	1)Inhalation (burrowing animals)	1)Isotopic exchange 2)Solution	Soil Atmosphere	1)Adsorption	1)Uptake	1)Adsorption 2)Carbonate production	1)Diffuse exchange 2)Pressure
1)Resuspension		1)External contamination	1)Ingestion	1)Desorption 2)Release during degradation	1)Degassing	Soil Organic Matter	1)Ingestion 2)Utilization	1)Complex formation	1)Particle transport 2)Colloid transport
1)Resuspension		1)Symbiotic association	1)Ingestion	1)Leaching 2)Mineralization 3)Excretion	1)Respiration 2)Fermentation	1)Fertilization 2)Death and decomposition	Soil Microbiota		1)Transport 2)Biological weathering
1)Resuspension		1)External contamination	1)Ingestion	1)Desorption 2)Mineral dissolution	1)Degassing	1)Microbial metabolism	1)Ingestion 2)Utilization	Soil Inorganic Matter	1)Particle transport 2)Colloid
1)Resuspension (at outcrop)	1)Desorption 2)Mineral dissolution	1)External contamination	1)Ingestion 2)Biocurbation		1)Degassing	1)Microbial metabolism	1)Ingestion 2)Utilization	1)Chemical and mechanical weathering	Parent material 1)Sorption
1)Evaporation	1)Seepage 2)Throughflow 3)Groundwater	1)Rootuptake 2)Irrigation	1)Ingestion	1)Diffusion 2)Capillary rise 3)Colloid					Groundwater

Figura 1. Representación de la matriz de interacción de los procesos de transporte y acumulación del <sup>239</sup>Pu en medios terrestres.

polvo en aire. Para la estimación de carga de polvo en aire, se utilizan medidas experimentales de masa de suelo resuspendida en el aire, junto con concentración de actividad del radionucleido en aire. Se debe tener en cuenta la fracción de polvo presente en el aire que deriva del suelo contaminado, el espesor de suelo que se resuspende y la distribución de tamaños de partícula que se resuspenden comparado con la distribución de tamaños en la capa de suelo desde la que se resuspende el material.

La resuspensión preferencial de un rango limitado de tamaños de partícula a partir de una capa de suelo puede significar que la concentración de radionucleidos en el material resuspendido puede ser distinta a la concentración neta existente en el material del que se deriva. Asimismo, en caso de transporte de polvo desde zonas lejanas, podría hacer que la concentración de actividad en aire no se relacione directamente con la concentración de actividad en el suelo local.

Una aproximación alternativa es el uso del método del factor de resuspensión,  $K$  ( $m^{-1}$ )

$$K = \frac{\text{actividad por } m^3 \text{ de aire (Bq } m^{-3} \text{)}}{\text{deposito por } m^2 \text{ de suelo (Bq } m^{-2} \text{)}}$$

A partir del examen de valores experimentales disponibles, se observa que la incertidumbre de  $K$  puede variar desde en un factor 2 o 3 a varios órdenes de magnitud<sup>3</sup>.

Los valores del factor de resuspensión cubren un amplio rango. Según Sehmel<sup>4</sup> estos valores para Pu varían desde  $6 \cdot 10^{-10}$  hasta  $2 \cdot 10^{-5} m^{-1}$ . La tasa de resuspensión<sup>5</sup>, se puede calcular suponiendo que la tasa observada de depósito es igual a la de resuspensión  $\Lambda$  ( $a^{-1}$ ),

$$\Lambda = D / d$$

Donde,  $D$  es la tasa observada de depósito ( $Bq m^{-2} y^{-1}$ ) y  $d$  es el depósito total de radionucleido ( $Bq m^{-2}$ ).

Sin embargo, no está claro por qué la tasa de resuspensión debería ser siempre igual a la tasa de depósito, ya que las dos pueden no llegar a estar nunca en equilibrio, dado que se pueden producir pérdidas distintas de las de la resuspensión y esta formulación ignora los procesos de redeposición a partir de material resuspendido.

Respecto al suelo, los factores que afectan a la química del plutonio y por tanto a su movilidad y absorción en el suelo<sup>6</sup> son: (a) pH, (b) contenido en arcillas, (c) contenido en carbonato cálcico, (d) contenido en materia orgánica y (f) actividad microbiana. Los mecanismos

de movilidad de plutonio en el suelo se recogen en la figura 2.

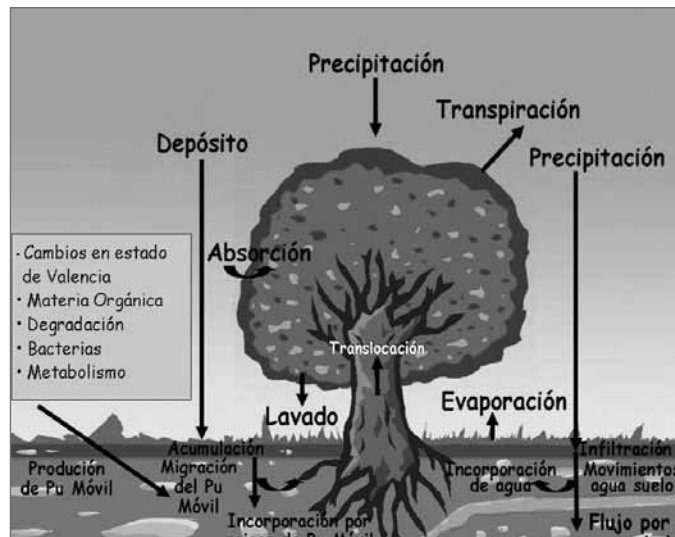


Figura 2. Mecanismos potenciales de transporte y acumulación de plutonio en suelos y plantas.

### b) Aguas superficiales y subterráneas

El comportamiento del plutonio en aguas está fuertemente influenciado por su estado de oxidación. Con los estados de oxidación más altos muestra tendencia a ser menos reactivos con las partículas y, por tanto es más móvil, que en los estados de menor valencia. La interacción de los radionucleidos con aguas y sedimentos se representa, a menudo utilizando el concepto del  $K_d$ . Aunque dicho concepto se basa en la hipótesis de condiciones de equilibrio, el  $K_d$  aparente (referido a menudo como una relación de reparto,  $R$ , para distinguirlo del valor en equilibrio) cambiará con el tiempo debido a la interacción que se produce con arcillas y materiales orgánicos. Se debe poner especial cuidado en la aplicación del concepto del  $K_d$  en situaciones donde los tiempos de transporte característicos son comparables a los tiempos en que se produce la sorción y la desorción. En estas circunstancias el  $K_d$  efectivo puede alterarse de forma importante con los cambios en el régimen de transporte y sería preferible utilizar un modelo de cinética explícita para modelizar el transporte y la sorción.

En aguas subterráneas la movilidad de plutonio (IV) aumenta con la cantidad de carbono orgánico disuelto<sup>6</sup>, que se asocia con el plutonio. Aunque el plutonio es relativamente inmóvil en el agua subterránea, ya que se liga a las partículas que forman el acuífero, también se puede asociar a partículas coloidales con lo cual su



movilidad aumenta. Los coloides son de pequeño tamaño (inferior a micrón) y se desplazan suspendidos en el agua subterránea. La solubilidad del plutonio aumenta con el aumento de la temperatura<sup>6</sup>.

### c) Vegetación y Fauna

La contaminación de la vegetación puede producirse por tres vías. En primer lugar las plantas pueden crecer en un suelo previamente contaminado (p.e suelo contaminado por riego o por ascenso capilar de aguas subterráneas) e incorporar el plutonio por vía radicular. En segundo lugar, la vegetación se puede contaminar por riego con aguas contaminadas y en tercer lugar el plutonio ligado a las partículas del aire se puede depositar directamente sobre la vegetación.

La relación entre las concentraciones en el suelo y la planta, es utilizada para describir la tendencia de un radionucleido a ser extraído del suelo por la planta y luego distribuirse en las diferentes estructuras de la planta. El coeficiente de transferencia (CR) suelo-planta, es definido como la concentración específica de <sup>239</sup>Pu en la planta (Bq/kg) dividida por la concentración del radionucleido en el suelo donde crece la planta (Bq/kg). Varios factores han sido identificados como importantes en la absorción del Pu y las relaciones de concentración de actividad entre el suelo y la planta. Estos factores son (a) la especie, (b) edad y estado de la planta, (c) pH del suelo, (d) capacidad de intercambio iónico del suelo, (e) contenido de arcilla y materia orgánica del suelo, (f) forma química del plutonio en el suelo, y (g) la duración de la contaminación.

Los compuestos del plutonio tienen una baja absorción gastrointestinal. Las formas más solubles, como el citrato, pueden tener una absorción gastrointestinal fraccionaria de alrededor  $1 \cdot 10^{-3}$ , mientras que los óxidos pueden exhibir un valor de  $1 \cdot 10^{-6}$  o menor. La absorción se incrementa substancialmente en recién nacidos y en animales jóvenes.

El plutonio inhalado es moderadamente soluble o pobremente absorbible por el sistema respiratorio. Así, en los términos de las clasificaciones de la ICRP<sup>7</sup>, este puede ser de la clase M o la clase S, con la clase M aplicable para la mayoría de los compuestos y la clase S, para los óxidos de alto quemado.

Cuando el plutonio se incorpora a la circulación sistémica se reparte principalmente entre el esqueleto y el hígado. Las proporciones relativas en las que se depositan en estos dos órganos dependen principalmente de la edad, la especie, del modo de la administración, entre otros factores. Una aproximación razonable es

asumir que cerca de 45 % del plutonio que se incorpora a la circulación se depositan en estos dos órganos, con un pequeño porcentaje depositado uniformemente a través de otros tejidos y otra cantidad que se liberan rápidamente por excreción.

## EVALUACIÓN DE DOSIS

Las vías de incorporación más importantes desde el punto de vista de la dosis recibida por el individuo son la inhalación y en segundo lugar la ingestión de <sup>239</sup>Pu. Por tal motivo existen diferentes parámetros y procesos considerados en el modelo que afectan sensiblemente el valor calculado de la dosis por inhalación, debido a la concentración de radionucleidos en el suelo y la resuspensión del contaminante desde el suelo a la atmósfera respirable<sup>8</sup>. En la *Tabla 1*, se presentan estos procesos y parámetros a considerar como importantes para la evaluación de la dosis.

<b>Parámetros y Procesos</b>
Nivel de Contaminación del suelo
Lixiviación
Decaimiento radioactivo
Erosión del Suelo
Periodo de cosecha del Cultivo
Infiltración
Percolación
Capilaridad
Retardo Químico
Partición química en suelos
Nivel de contaminación del aire
Resuspensión debido al viento
Resuspensión mecánica
Roturación del suelo
Incremento del factor de concentración en polvo
Procesos afectan la exposición del receptor
Factor de ocupación
Tasa de respiración

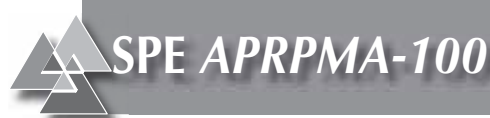
*Tabla 1. Parámetros y procesos que afectan sensiblemente la dosis.*

## AGRADECIMIENTOS

Los autores desean agradecer a ENRESA la financiación recibida, a través del convenio marco CIEMAT-ENRESA, Anexo III, Protección Radiológica en la Gestión de Residuos Radiactivos y Restauración Ambiental.

## REFERENCIAS

1. AGP, 1999. ENRESA-2000. *Inventario de radionucleidos e isótopos estables en el combustible para cálculos de liberación y transporte*. 49-1PP-L-02-10.
2. IUR, 2003. *Second Workshop of the IUR Task Force*. Madrid Minutes.
3. Garger E K, Hoffman F O and Thiessen K M. 1997. *Uncertainty of the long-term resuspension factor*. Atmospheric Environment 31: 1647-1656.
4. Rosner G, Hötzl H and Winkler R. 1997. *Long-term behaviour of plutonium in air and deposition and the role of resuspension in a semi-rural environment in Germany*. The Science of the Total Environment 196: 255-261
5. Rosner G and Winkler R. 2001. *Long-term variation (1986-1998) of post-Chernobyl Sr-90, Cs-137, Pu-239 and Pu-239,240 concentrations in air, depositions to ground, resuspension factors and resuspension rates in south Germany*. The Science of the Total Environment 273: 11-25
6. Adams JP and Carboneau ML. 1999. *National Low-Level Waste Management Program Radionuclide Report Series*. Volume 17: Plutonium-239. DOE/LLW-251.
7. ICRP, 1994. ICRP Publication 66, *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection*, Annals of the ICRP, 24(1-3).
8. Wasiolek M, Agüero A, Albrecht A, Bergström U, Grogan H, Smith G, Thorne M and Yoshida H. 2005. *Modelling the Inhalation Exposure Pathway. Final Report of BIOPROTA Theme 2, Task 2*. Ed. Nexia Solutions (05) 6561.



## RADIATIVIDAD NATURAL EN AEROSOLES RECOGIDOS EN UNA INDUSTRIA NORM: IMPLICACIONES RADIOLÓGICAS

J.P. Bolívar<sup>1</sup>, T. Terán<sup>1</sup>, E. San Miguel<sup>1</sup> y R. García-Tenorio<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Departamento de Física Aplicada. Universidad de Huelva. Facultad de Ciencias Experimentales.

<sup>2</sup>Departamento de Física Aplicada II. Universidad de Sevilla. E.T.S. Arquitectura

### RESUMEN

En el marco de un proyecto I+D financiado por el Consejo de Seguridad Nuclear, y centrado en la evaluación del impacto radiológico ocupacional y ambiental ocasionado por las actividades de diversas industrias calificables como industrias NORM, se ha realizado un estudio detallado de las concentraciones de diversos radionucleidos de la serie del U en el material particulado existente en el interior de una industria dedicada a la producción de ácido fosfórico y fertilizantes fosfatados.

Las concentraciones obtenidas han sido comparadas con las medidas realizadas en otra localización de referencia, situada a una distancia pequeña (unos 40 km) y no afectada directamente por emisiones antropogénicas procedentes del Polo Industrial de Huelva. Ello ha permitido realizar un estimación de los incrementos de

dosis por inhalación recibidos por los trabajadores de la fábrica analizada.

### INTRODUCCIÓN

El grupo de investigación "Física de Radiaciones y Medio Ambiente" de la Universidad de Huelva está estudiando desde el año 2004 la posibilidad de utilizar radionúclidos naturales asociados a aerosoles atmosféricos como trazadores de masas de aire. Radionúclidos como el <sup>7</sup>Be ( $T_{1/2} = 53.5$  d) y el <sup>210</sup>Pb ( $T_{1/2} = 22.1$  a) condensan sobre las superficies de las partículas de aerosoles y pueden utilizarse como una herramienta para el estudio de procesos físicos en aerosoles <sup>(1)</sup>. Por otro lado, cocientes de actividades como el <sup>210</sup>Po/<sup>210</sup>Pb en aerosoles atmosféricos proporciona información sobre los tiempos de residencia de éstos <sup>(2, 3)</sup>.



Las industrias que manejan materiales NORM (Naturally Occurring Radioactive Material) se pretenden regular por las autoridades españolas, por lo que en este marco se está desarrollando para Andalucía un proyecto de investigación que trata de evaluar las implicaciones radiológicas que algún tipo de estas industrias tiene sobre los trabajadores, el público y el medio ambiente. En particular, el estudio se está llevando en las industrias dedicadas a la producción de ácido fosfórico y a dióxido de titanio; no obstante, en este trabajo sólo mostraremos los resultados preliminares obtenidos en relación a la inhalación de aerosoles aéreos por parte de los trabajadores involucrados en la producción del ácido fosfórico.

## MATERIALES Y MÉTODOS

Para el estudio que se presenta se están recogiendo filtros atmosféricos (TSP = Total Suspended Particle) en dos localizaciones INTA (ubicada a 10 km del Parque Nacional de Doñana, y que se utiliza como estación de referencia o fondo) y en exteriores del recinto industrial del complejo industrial de producción de ácido fosfórico (Fertiberia), recogiendo una muestra con periodicidad quincenal y una captación de aire de 48 h. En esta comunicación se muestran estimaciones preliminares del análisis radiactivo de material particulado en aerosoles recogidos en el área de estudio empleando espectrometría gamma para la determinación de  $^7\text{Be}$  y  $^{210}\text{Pb}$ , y espectrometría alfa para emisores alfa.

Para la recogida de filtros se han utilizado captadores de alto volumen de la marca MCV con cabezal para captación TSP. Se han recogido filtros rectangulares de microfibra de cuarzo ( $22,5 \times 30,0 \text{ cm}^2$ ) de la marca Schleicher and Schuell QF20, ya que el cuarzo es muy adecuado para análisis de elementos traza y radionucleidos debido a su bajo fondo. Antes del muestreo los filtros son secados 4 h a  $200^\circ\text{C}$  para eliminar compuestos volátiles y restos de materia orgánica, y se taran en una balanza de precisión 0,1 mg. Una vez colectada la muestra de aerosol durante 48 h, se seca durante 5 días hasta peso constante con objeto de determinar la masa de material particulado depositado. El periodo de muestreo abarca desde 1 de abril al 28 de octubre de 2006.

Aunque no se muestran resultados concretos en este trabajo, los emisores alfa de semivida larga (isótopos de U, isótopos de Th, isótopos de Ra y  $^{210}\text{Po}$ ) también se están determinando por espectrometría alfa con detectores de semiconductor de implantación iónica mediante el método secuencial del TBP y resinas de intercambio iónico desarrollado en nuestro grupo de investigación <sup>(4)</sup>.

Un especial énfasis se ha puesto en desarrollar una nueva metodología para el análisis del contenido radiactivo de los filtros recogidos, donde se combinan varias técnicas radiométricas (espectrometría alfa y espectrometría gamma) con la aplicación de métodos radioquímicos especialmente diseñados para el análisis radiactivo de filtros atmosféricos.

Por otro lado, los emisores gamma de interés ( $^7\text{Be}$  y  $^{210}\text{Pb}$ ) se han determinado por espectrometría gamma con detector de Ge. La eficiencia de fotopico se ha determinado mediante un método original desarrollado en nuestro grupo <sup>(5)</sup>.

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

En primer lugar se observa que los exteriores de las instalaciones de Fertiberia presentan un claro incremento de material particulado en relación al fondo de la zona de Huelva (Figura 1), siendo sus valores medios y las incertidumbres de éstos  $414 \pm 40 \mu\text{g}/\text{m}^3$  y  $26 \pm 3 \mu\text{g}/\text{m}^3$ , respectivamente. Las causas de este incremento son varias: tráfico rodado, molindas de mineral, etc.

La presencia de una significativa resuspensión queda ratificada cuando analizamos las concentraciones de actividad de  $^{210}\text{Pb}$  (Figura 2), cuyos valores medios son  $23,9 \pm 2,8 \text{ kBq}/\text{g}$  (INTA, localización de referencia) y  $3,0 \pm 0,5 \text{ kBq}/\text{g}$  (Fertiberia). Estos valores indican una reducción de la concentración máscica  $^{210}\text{Pb}$  en la factoría de fertilizantes debido a la existencia de material procedente de resuspensión con niveles de  $^{210}\text{Pb}$  muy inferiores a los existentes en el material particulado natural.

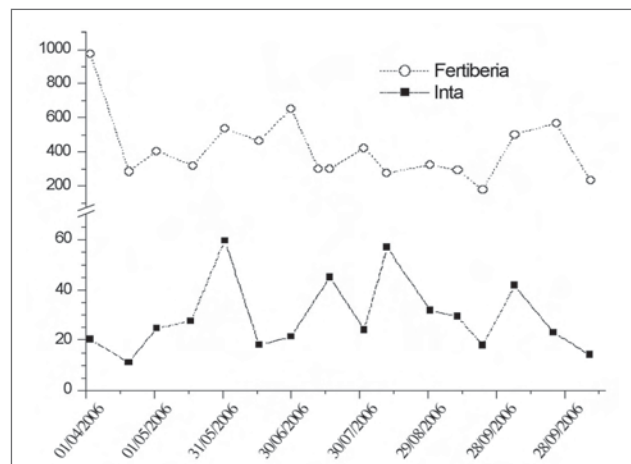


Figura 1. Concentraciones de material particulado total ( $\mu\text{g}/\text{m}^3$ ) en interiores de las instalaciones industriales (Fertiberia) y en la estación elegida como referencia o fondo (INTA)

Si por otra parte determinamos el incremento de TSP en la fábrica en relación al fondo natural ( $387 \mu\text{g}/\text{m}^3$ ) y el incremento correspondiente en la concentración de actividad ( $0,238 \text{ mBq}/\text{m}^3$ ), se obtiene que la concentración de  $^{210}\text{Pb}$  en el aerosol con origen no natural es unos  $0,615 \text{ Bq}/\text{g}$ , valor similar al encontrado en el fosfoyeso de estas plantas y del mismo orden que las concentraciones de U y descendientes existentes en la fosforita o mineral utilizado ( $1-1,5 \text{ Bq}/\text{g}$ ).

La hipótesis de que existe resuspensión artificial de material particulado utilizado o producido en la fábrica queda ratificada por los resultados de  $^7\text{Be}$  (Figura 3). La concentración media por unidad de masa de este radionucleido de origen totalmente cosmogénico, formado en la baja estratosfera y en la troposfera libre, en el INTA ( $23,9 \pm 2,7 \text{ Bq}/\text{g}$  ó  $0,32 \pm 0,04 \text{ mBq}/\text{m}^3$ ) es la típica de zonas no alteradas, mientras que en Fertiberia es 8 veces inferior al valor de fondo si la expresamos por unidad de masa ( $3,05 \pm 0,47 \text{ Bq}/\text{g}$ ) pero cuando ésta se indica por unidad de volumen los resultados son comparables ( $0,55 \pm 0,08 \text{ mBq}/\text{m}^3$ ).

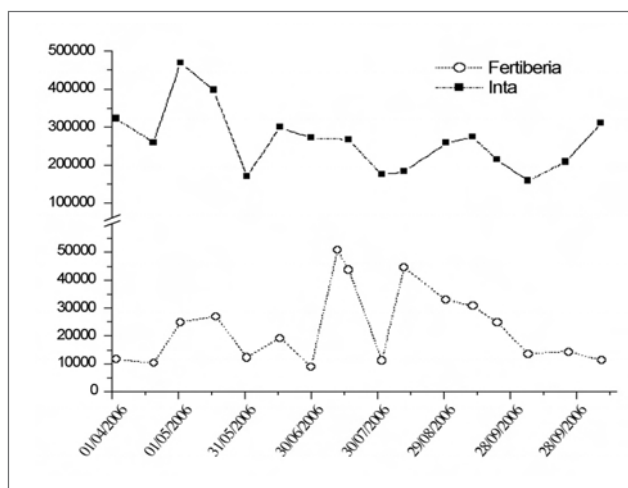


Figura 3. Concentraciones de actividad de  $^7\text{Be}$  por unidad de masa ( $\text{mBq}/\text{g}$ ) en interiores de las instalaciones industriales (Fertiberia) y en la estación elegida como referencia o fondo (INTA).

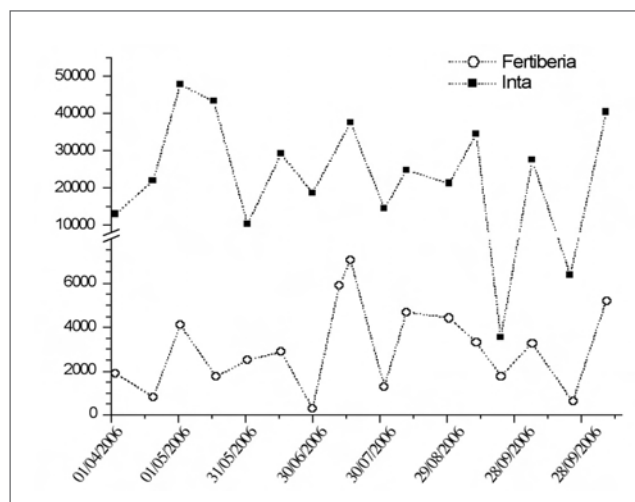


Figura 2. Concentraciones de actividad de  $^{210}\text{Pb}$  por unidad de masa ( $\text{mBq}/\text{g}$ ) en interiores de las instalaciones industriales (Fertiberia) y en la estación elegida como referencia o fondo (INTA).

La aportación de la actividad industrial se observa en relación al  $^{210}\text{Pb}$ , ya que los niveles de este radionucleidos por unidad de volumen (figura 5) son, en general superiores en Fertiberia que en el lugar seleccionado como fondo, lo que no se observa para el caso del  $^7\text{Be}$  (Figura 4).

Por último, las implicaciones radiológicas de este incremento de radiactividad procedente de los radionu-

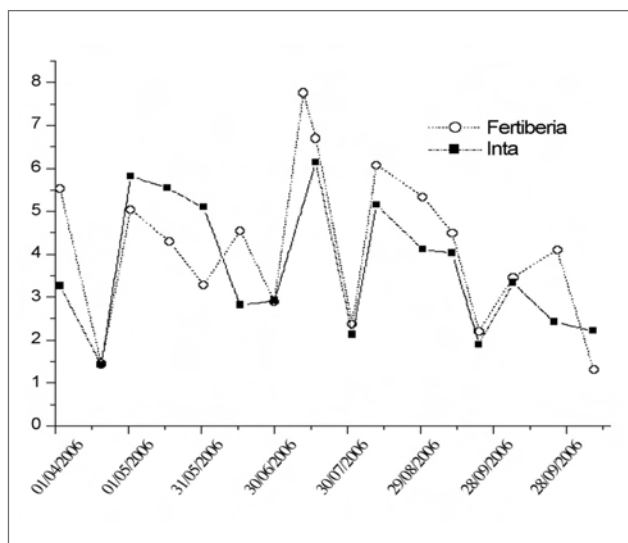


Figura 4. Concentraciones de actividad de  $^7\text{Be}$ , por unidad de volumen en  $\text{mBq}/\text{m}^3$ , en interiores de las instalaciones industriales (Fertiberia) y en la estación elegida como referencia o fondo (INTA).

cleidos de la serie del  $^{238}\text{U}$  y descendientes en la fábrica de producción de ácido fosfórico se muestran en la Tabla 1. En esta tabla, los valores mostrados se han calculado considerando el caso más pesimista: aquel en el la concentración en el aerosol sea similar a la del mineral utilizado ( $1,5 \text{ Bq}/\text{g}$ ). Aún en este caso, la dosis efectiva comprometida que recibiría un trabajador a jornada completa (20 % de factor de ocupación en la factoría)



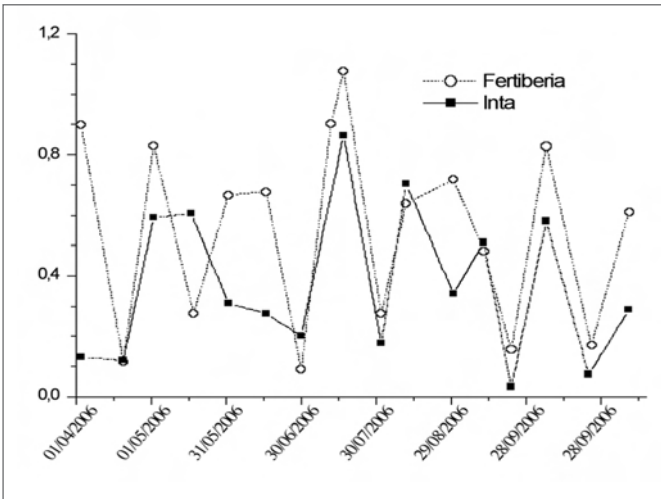


Figura 5. Concentraciones de actividad de <sup>210</sup>Pb, por unidad de volumen, en interiores de las instalaciones industriales (Fertiberia) y en la estación elegida como referencia o fondo (INTA).

es de unos 0,023 mSv/año, valor muy lejano al límite total establecido para el público (1 mSv/a) pero del mismo orden del valor guía indicativo establecido en otras parcelas como es el control radiológico de las aguas de consumo, 0,1 mSv/a.

Por tanto, y en relación al impacto radiológico sobre los trabajadores mediante inhalación de aerosoles, este se puede considerar muy por debajo de los límites que pudieran implicar la adopción de medidas de protección radiológica.

**AGRADECIMIENTOS**

Este trabajo ha sido parcialmente financiado por el CSN a través del proyecto I+D “Impacto radiológico asociado a las actividades de diversas industrias no nucleares del Sur de España” y por la Junta de Andalucía as través del Proyecto de Excelencia “Origen, caracterización y predicción de episodios de contaminación atmosférica por ozono superficial en Andalucía Occidental”.

**REFERENCIAS**

1. Papastefanou C., Ioannidou A., Beryllium-7 and solar activity, Applied Radiation and Isotopes, 61, 1493-1495, 2004.
2. M. Baskaran M. y Shaw, G., Time of arctic haze aerosols using the concentrations and activity ratios of <sup>210</sup>Po, <sup>210</sup>Pb and <sup>7</sup>Be, Journal of Aerosol Science, 32, 443-452, 2001.
3. Marley N.A., J.S. Gafney J.S., Drayton P.J., Cunningham M.M., Orlandini K.A. y R. Paode: Measurement of <sup>210</sup>Pb, <sup>210</sup>Po and <sup>210</sup>Bi in size-fractionated atmospheric aerosol: an estimate of fine-aerosol residence times, Aerosol Science and Technology, 32, 569-583, 2000.
4. J.L. Aguado. Aplicaciones de la espectrometría alfa en la caracterización de isótopos de RA y U en residuos industriales y matrices ambientales. Tesis Doctoral. Departamento de Física Atómica, Molecular y Nuclear. Universidad de Sevilla.
5. F. Martínez-Ruiz, E. Borrego, E.G. San Miguel, J.P. Bolívar An efficiency calibration for <sup>210</sup>Pb and <sup>7</sup>Be measurements by gamma-ray spectrometry in atmospheric filters. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 2007.

Radionuclido	Incremento medio de actividad (Bq/m <sup>3</sup> )	Factor de conversión <sup>1)</sup> (Sv/Bq)	Incremento volumétrico de dosis (Sv/m <sup>3</sup> )
<sup>238</sup> U	6,0 10 <sup>-4</sup>	8,0 10 <sup>-6</sup>	2,1 10 <sup>-9</sup>
<sup>234m</sup> Pa		4,0 10 <sup>-10</sup>	1,0 10 <sup>-13</sup>
<sup>234</sup> Th		7,7 10 <sup>-9</sup>	2,0 10 <sup>-12</sup>
<sup>234</sup> U		9,4 10 <sup>-6</sup>	2,4 10 <sup>-9</sup>
<sup>230</sup> Th		1,4 10 <sup>-5</sup>	3,6 10 <sup>-9</sup>
<sup>226</sup> Ra		9,5 10 <sup>-6</sup>	2,5 10 <sup>-9</sup>
<sup>210</sup> Pb		5,6 10 <sup>-6</sup>	1,5 10 <sup>-9</sup>
<sup>210</sup> Po		4,3 10 <sup>-6</sup>	1,1 10 <sup>-9</sup>
<sup>210</sup> Bi		9,3 10 <sup>-8</sup>	2,4 10 <sup>-11</sup>
		Incremento	
	Tasa de respiración		8760 m <sup>3</sup> /a (16,7 L/min)
	Factor de ocupación		0.2 (20 %)
	<b>Incremento anual de dosis</b>		<b>0,023 mSv/a</b>

Tabla 1. Dosis efectivas comprometidas por inhalación de aerosoles suponiendo que el material particulado posee una concentración de 1,5 Bq/g con una concentración media de TSP de 400 µg/m<sup>3</sup>. 1) Fuente: Real Decreto 783/2001 “Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes”



# NIVELES DE ACTIVIDAD Y DE DOSIS REGISTRADOS EN LA OPERACIÓN DE LA CENTRAL TÉRMICA DE TERUEL EN ANDORRA

J.A. Corbacho<sup>1</sup>, A. Baeza<sup>1</sup>, J. Guillén<sup>1</sup>, D. Cancio<sup>2</sup>, B. Robles<sup>2</sup>, J.C. Mora<sup>2</sup> y A. Suárez<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Departamento de Física. Facultad de Veterinaria. Universidad de Extremadura

<sup>2</sup> Unidad de Protección Radiológica del Público y del Medioambiente. Departamento de Medioambiente CIEMAT

## INTRODUCCIÓN

Los radionucleidos de origen natural están presentes en muchos de los recursos utilizados por el hombre. De hecho, en algunas de las actividades humanas que explotan estos recursos, se pueden obtener como consecuencia productos o subproductos que se han enriquecido en la concentración de uno o varios de dichos radionucleidos naturales. Como consecuencia, pueden aumentar significativamente la exposición a los trabajadores y público en general, con respecto a la que se recibe cuando no se manipulan dichos recursos. Entre estas actividades se enmarca perfectamente la producción de energía eléctrica a partir del quemado de combustibles fósiles.

En este sentido, nuestro primer objeto de estudio ha sido la Central Térmica de Teruel (UPT Teruel), situada en el término municipal de Andorra, en la provincia de Teruel. Esta central emplea como combustible una mezcla de lignito local y hulla de importación, que se apila en enormes parvas, para alimentar sus tres unidades de producción eléctrica y generar una potencia de 1100 MWe. Hasta el año 2000, las cenizas de combustión producidas, se acumulaban en dos balsas construidas a tal efecto en sus proximidades, gestionándose en la actualidad externamente como aditivos a cementos y hormigones.

## MATERIAL Y MÉTODOS

Para efectuar los análisis gamma de las muestras recogidas hemos utilizado un equipo de espectrometría gamma de alta resolución y bajo fondo, constituido por un detector coaxial de Ge(HP) tipo N y con una eficiencia relativa del 45%. El detector lo hemos calibrado en eficiencias usando un cóctel patrón certificado QCY-48 (rango de energía 60-1900 keV) suministrado por Amersham. Los fotopicos sistemáticamente analizados han sido: <sup>214</sup>Pb (351.9 keV), <sup>208</sup>Tl (583.1 keV), <sup>214</sup>Bi (609.3 keV), <sup>228</sup>Ac (911.1 keV) y <sup>40</sup>K (1460.7 keV). La actividad del <sup>226</sup>Ra se ha determinado a partir del valor medio de la

actividad del <sup>214</sup>Pb y <sup>214</sup>Bi en equilibrio secular. De igual forma, se ha obtenido la actividad del <sup>232</sup>Th, a partir de las actividades del <sup>208</sup>Tl y <sup>228</sup>Ac.

Por otro lado, para determinar la dosis por irradiación externa debido a las fuentes terrestres hemos utilizado un monitor portátil de tasa de dosis modelo FHZ 600A, calibrado con una fuente de <sup>137</sup>Cs y otra de <sup>60</sup>Co. En cada medida se ha descontado la contribución cósmica a la tasa de dosis total obtenida.

La recolección de aerosoles la hemos efectuado con el empleo de una bomba de captación calibrada a un flujo de 35 L/min. Los filtros utilizados son de nitrocelulosa, de 0.8 µm de tamaño de poro y 4.7 cm de diámetro. El procedimiento radioquímico seguido para la extracción de <sup>226</sup>Ra de las muestras de aerosoles parte de una digestión ácida de la muestra, para seguidamente, y mediante diversos cambios de medio ácido, extraer los interferentes del radio con tributilfosfato. A continuación, con la adición de BaSO<sub>4</sub>, se precipita el radio en disolución reteniéndolo en un filtro de policarbonato de 0.1 µm que, finalmente, es colocado sobre una plancheta de acero para su posterior medida por espectrometría alfa. Por otro lado, la extracción radioquímica de <sup>210</sup>Po también parte de una digestión ácida de la muestra para, a continuación, tras diferentes cambios de medio, facilitar su autodeposición en planchetas de plata con ácido ascórbico.

## RESULTADOS

Concentración de radionucleidos en el combustible y en los subproductos originados en la combustión. Niveles de actividad en las balsas de cenizas.

En la *tabla 1* se presentan para las muestras que se indican, los valores medios de los niveles de actividad de los radionucleidos naturales <sup>40</sup>K, <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th y <sup>210</sup>Po determinados, mediante espectrometría gamma los tres primeros y por espectrometría alfa el último. A su vez, se muestran los factores de enriquecimiento medios obtenidos para cada uno de los subproductos originados, ya sea en la incineración de la mezcla de carbones para



el consumo en la central, de la que se obtienen cenizas y escorias, o en el proceso de desulfuración de gases, al someter a éstos últimos a una reacción química con una lechada de caliza, obteniéndose como consecuencia yesos.

En primer lugar, cabe destacar que las concentraciones de  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  y  $^{232}\text{Th}$  en las muestras de combustible de la central térmica de Teruel son coherentes con los valores medios obtenidos para el carbón y recopilados en el UNSCEAR 2000<sup>1</sup>: 35, 30 y 400 Bq/kg para el  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  y  $^{40}\text{K}$  respectivamente. Los rangos que presenta este informe son: 17-60 Bq/kg para el  $^{226}\text{Ra}$ , 11-64 Bq/kg para  $^{232}\text{Th}$  y 140-850 Bq/kg para  $^{40}\text{K}$ , aún cuando fácilmente dichos valores los valores pueden variar de manera significativa. Así, a modo de ejemplo, H. Bem et al.<sup>2</sup> encuentra para los carbones utilizados en la central térmica de Lodz, valores inferiores a los aquí detectados para la mezcla de consumo. Concretamente,  $^{226}\text{Ra}$ : 10.4 – 28.4 Bq/kg,  $^{232}\text{Th}$ : 8.5 – 20 Bq/kg y  $^{40}\text{K}$ : 44 – 180 Bq/kg. Por otro lado,

los niveles de actividad aquí hallados en las cenizas volantes son similares a los obtenidos tiempo atrás por Baró<sup>3</sup> y colaboradores en esta misma central térmica.  $^{40}\text{K}$ : 460 Bq/kg,  $^{226}\text{Ra}$ : 160 Bq/kg y  $^{232}\text{Th}$ : 60 Bq/kg. Las actividades de  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  y  $^{232}\text{Th}$  halladas en las cenizas volantes son sustancialmente mayores a las obtenidas en el combustible, indicando la existencia de una clara concentración de elementos radiactivos en las primeras. Se observa que existe un diferente enriquecimiento de los radionucleidos estudiados en las escorias frente al existente en las cenizas, que puede asociarse a diversos factores como son la combustión, su reparto entre las escorias y las cenizas, etc<sup>4</sup>. Los valores obtenidos son similares a los frecuentemente registrados en la bibliografía. Así, Bem et al.<sup>2</sup> encuentra factores de enriquecimiento entre el carbón y las escorias del orden de 3.5 y con las cenizas volantes de aproximadamente un factor 5, para los radionucleidos aquí estudiados. El factor de enriquecimiento está ligado al contenido de cenizas que posea el carbón quemado. Según el informe NRPB<sup>5</sup> en aquellos carbones cuyos contenidos en cenizas alcancen un 20% pueden llegar a obtenerse enriquecimientos de un factor 5 en las cenizas volantes. Los lignitos de Teruel y Mequinenza poseen un contenido promedio de cenizas del orden del 30%<sup>6</sup>. Este elevado contenido debe producir factores de enriquecimiento en torno a 5. Sin embargo, la mezcla de consumo utilizada lleva entre un 20-30% de hulla de importación, con un contenido de cenizas significativamente inferior, del orden del 12%, que justifi-

ca el hecho de que exista una disminución del factor de enriquecimiento inicialmente previsto. Hay que destacar, por otro lado, el diferente factor de enriquecimiento encontrado para el  $^{210}\text{Po}$  en las cenizas volantes frente a las escorias, que se justifica por el hecho de que este elemento se volatiliza en la caldera donde se retiran las escorias de combustión y, probablemente, al enfriarse en los precipitadores electrostáticos, se adhiere a las cenizas volantes.

Por lo que respecta a la caliza y al yeso, los resultados muestran que durante la formación de éstos últimos en la central térmica no se aportan concentraciones medibles para ninguno de los radionucleidos aquí analizados. Por último señalar que los valores de actividad de  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  y  $^{232}\text{Th}$  hallados en las muestras obtenidas en las balsas de cenizas, coinciden con los medidos en muestras de cenizas volantes proporcionadas por el laboratorio de análisis de la central térmica.

#### Niveles de actividad de $^{226}\text{Ra}$ en muestras de aerosoles recolectadas en el interior de la central térmica.

Hemos recolectado muestras de aerosoles en diversos puntos característicos del interior de la Central Térmica de Teruel. En éstos tanto existe un importante tránsito de operadores de la misma, como se produce una acumulación de los diferentes combustibles y materiales utilizados que pueden resuspender partículas susceptibles de ser inhaladas. Por otro lado, hemos tomado una muestra de aerosoles en las proximidades de las antes citadas balsas de cenizas. En la *tabla 2* mostramos los niveles de actividad de  $^{226}\text{Ra}$  determinados en los distintos puntos de muestreo.

Como podemos comprobar, los puntos con mayor contenido de  $^{226}\text{Ra}$  en aire son aquellos en donde existe una acumulación de cenizas y escorias y además en donde el tránsito de vehículos y de maquinaria favorece la resus-

	Niveles de actividad (Bq/kg)				Factores Enriquecimiento			
	$^{40}\text{K}$	$^{226}\text{Ra}$	$^{232}\text{Th}$	$^{210}\text{Po}$	$^{40}\text{K}$	$^{226}\text{Ra}$	$^{232}\text{Th}$	$^{210}\text{Po}$
Mezcla de consumo	77 ± 20	56 ± 4	22 ± 4	65 ± 11	-	-	-	-
Cenizas volantes	310 ± 20	190 ± 12	75 ± 5	257 ± 30	4.3	3.4	3.5	4.0
Escorias	240 ± 15	150 ± 6	65 ± 4	57 ± 7	3.3	2.6	3.2	0.9
Calizas	35 ± 12	20 ± 2	< 5	AMD	-	-	-	-
Yesos	20 ± 17	15 ± 2	< 5	27 ± 3	0.6	0.8	-	-
Cenizas en balsas	360 ± 35	230 ± 12	75 ± 12	-	-	-	-	-

*Tabla 1. Niveles de actividad y factores de enriquecimiento medios obtenidos en diferentes materiales y productos manipulados en la central térmica de Teruel.*

penión de partículas. Cabe destacar que consecuente con la falta de actividad en las balsas de cenizas, el nivel de  $^{226}\text{Ra}$  en los aerosoles recolectados sobre las mismas es 2.6 veces inferior al valor medio hallado en los del interior de la central:  $0.084 \pm 0.016 \text{ mBq/m}^3$ .

Dosis por irradiación externa en el recinto de la central térmica y en las balsas de cenizas

En la *Figura 1*, se muestra un esquema del funcionamiento de la central térmica, en donde se indican las principales tareas relacionadas con el uso del combustible y de los subproductos obtenidos. En ella, se indican además los puntos en donde hemos realizado medidas de la tasa de dosis equivalente ambiental terrestre in situ, que se corresponden con las zonas de mayor tránsito de los operadores en dicha instalación.

*Tabla 2.- Actividad de  $^{226}\text{Ra}$  medida en las muestras de aerosoles recolectados en el interior de la central térmica y en la balsa de cenizas.*

Punto de Muestreo	Volumen (m <sup>3</sup> )	$^{226}\text{Ra}$ (mBq/m <sup>3</sup> )
Descarga de Hullas	11.624	$0.072 \pm 0.022$
Zona de tránsito cenicero caldera 1	11.634	$0.10 \pm 0.03$
Apilamiento escorias y yesos	11.427	$0.100 \pm 0.020$
Balsas de Cenizas	9.828	$0.032 \pm 0.010$
Apilamiento Lignitos	11.666	$0.064 \pm 0.022$

Como podemos comprobar, en la mayor parte de la instalación la tasa de dosis equivalente ambiental terrestre es bastante uniforme y próxima al valor medio obtenido por nosotros:  $0.060 \pm 0.008 \text{ } \mu\text{Sv/h}$ . Cabe destacar, sin embargo, que sobre las balsas de cenizas se han medido tasas de dosis significativamente superiores a las obtenidas en el recinto de la central.

Los valores de tasa de dosis obtenidos en las balsas de cenizas son similares a los valores hallados por otros autores. Así, U.C. Mishra<sup>7</sup> establece que la tasa de dosis en las balsas de las centrales de Nasik (carbón) y Neyveli (lignito) son  $0.198$  y  $0.190 \text{ } \mu\text{Sv/h}$ . Por otro lado, Tso y Leung<sup>8</sup> determinaron que la dosis máxima absorbida a 1 m de altura en una balsa de cenizas empleada por una central térmica existente en las cercanías de Hong-Kong, es  $0.165 \text{ } \mu\text{Gy/h}$  ( o equi-

valentemente,  $0.115 \text{ } \mu\text{Sv/h}$ ). Este valor coincide en gran medida con el obtenido por nosotros en la balsa de cenizas ( $0.114 \text{ } \mu\text{Sv/h}$ ), una vez descontada la contribución cósmica.

**CONCLUSIONES**

A la vista de los resultados, podemos afirmar que los niveles de actividad de  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  y  $^{210}\text{Po}$  hallados en las muestras de combustible de la UPT Teruel son coherentes con los valores presentes en la bibliografía. Por otro lado, que la quema del combustible usado en la citada térmica produce unas cenizas enriquecidas en un factor medio de aproximadamente 4 para los radionucleidos antes indicados.

Por lo que respecta a los niveles de  $^{226}\text{Ra}$  hallados en las muestras de aerosoles, cabe destacar que en aquellos puntos donde se favorece la resuspensión de partículas debido al movimiento de maquinaria, es en donde hemos detectado las mayores concentraciones de este radionucleido.

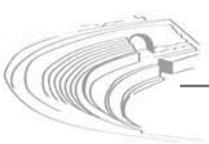
Por último, los niveles de la tasa de dosis equivalente ambiental terrestre, es decir, descontando la contribución cósmica, hallados en el recinto de la UPT Teruel son relativamente similares entre si y significativamente inferiores a los niveles hallados sobre las balsas de cenizas. En cualquier caso, todos los niveles de tasa de dosis medidos son notoriamente inferiores a los límites y valores de referencia establecidos.

**AGRADECIMIENTOS**

Al Consejo de Seguridad Nuclear, ya que al financiar el proyecto “Estudio del impacto radiológico de las centrales de carbón sobre sus entornos” ha hecho posible este estudio. A ENDESA y en particular al personal Directivo de la UPT Teruel, sin cuya colaboración activa habría sido imposible su ejecución.

**REFERENCIAS**

1. *Sources and effects of ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation.* United Nations, New York. 2000
2. Bem H., Wiczorkowska P: and M. Budzanowski., *Evaluation of technologically enhanced natural radiation near the coal-fired power plants in the Lodz region of Poland.* J. Environ. Radioac. 2002; 61; 191-201.
3. Baró J., Sanchez Reyes A., Chinchon J.S., Lopez Soler A., Vázquez E. and Yagüe A. *Natural radiation in fly ashes from coal thermal power stations in Spain. Cement and concrete research* 1988; 18; 131-137.



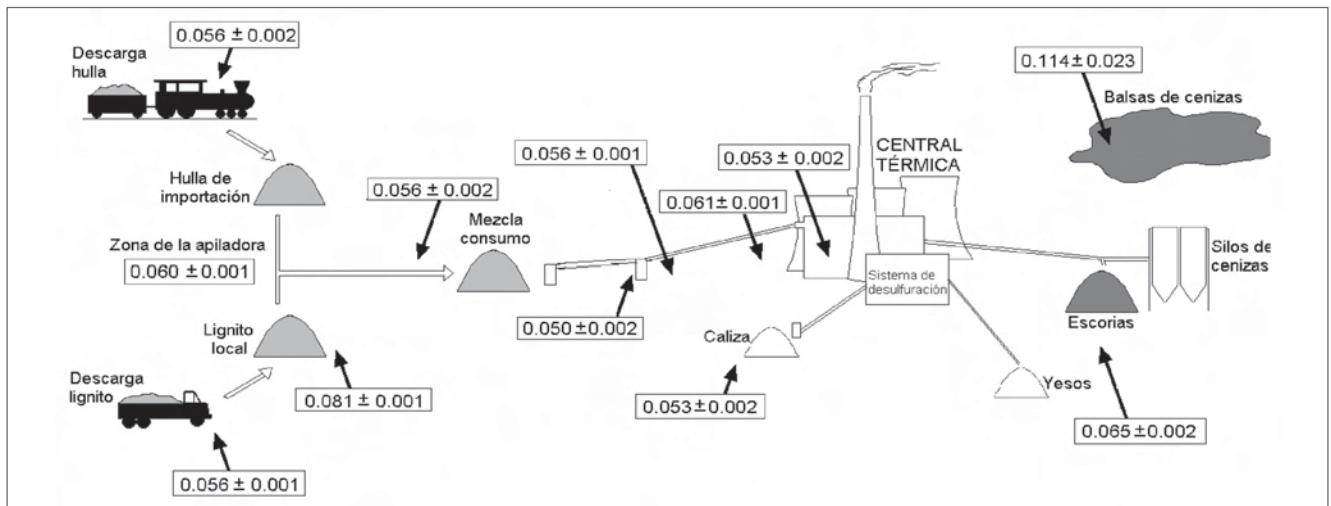


Figura 1. Esquema de funcionamiento de la Central Térmica de Teruel. En recuadros se indica la tasa de dosis equivalente ambiental terrestre, en  $\mu\text{Sv/h}$ , para diferentes zonas de tránsito de los operadores de la instalación.

4. Karangelos D.J., Petropoulos N.P., Anagnostakis M.J., Hiniš E.P. and Simopoulos S.E., *Radiological characteristics and investigation of the radioactive equilibrium in the ashes produced in lignite fired power plants*. J. Environ. Radioac. 2004; 77; 233-246.
5. National Radiological Protection Board. *Radiological impact on the UK population of industries which use or produce materials containing enhanced levels of naturally occurring radionuclides*. NRPB-R327. Chilton 2001
6. Alvarez E. and González J.F., *Combustion of Spanish coals under simulated pressurized-fluidized-bed combustion conditions*. Fuel 1999; 78; 335-340.
7. Mishra U.C., *Environmental impact of coal industry and thermal power plants in India*. J. Environ. Radioac. 2004; 72; 35-40
8. Tso Man-Yin W. and Leung J.K.C., *Radiological impact of coal ash from the power plants in Hong Kong*. J. Environ. Radioac. 1996; 30; 1-14.



## EJERCICIO SIRA DE UN LABORATORIO OTAN

M<sup>a</sup> M. Hidalgo, C. Gómez, M<sup>a</sup> A. Benavente, P. López, A. Sabán, R. Pardos

L.A.R.A. Unidad Nuclear de la F.N

### INTRODUCCIÓN

En conflictos en los que se sospecha o se tiene evidencias de un uso de agentes NBQR (Nuclear, Biológico, Químico y/o Radiológicos), las fuerzas de la OTAN deben llevar a cabo misiones especiales. En dichas misiones confluyen aspectos tanto tácticos y militares como de carácter científico.

En el caso concreto de incidentes radiológicos, se lle-

van a cabo misiones **SIRA** (Sampling and Identification of Radiological Agents). El objetivo global de la misión es identificar, cuantificar y valorar el riesgo de una forma rápida y fiable para que el Mando pueda tomar las medidas de protección adecuadas para sus tropas y/o población civil en el área afectada. Por otro lado, también existe un factor de gran importancia a nivel legal y es demostrar el uso malintencionado de material radiactivo.

Esta confirmación se realiza mediante una rigurosa toma de muestras y el correspondiente envío para realizar el análisis "legal" en un Laboratorio de Referencia.

La misión SIRA está dividida, pues, en cuatro fases. La primera es el reconocimiento del área afectada mediante el empleo de monitores de radiación portátiles, la segunda es la toma de muestras, la tercera es la preparación de la muestra para el envío al laboratorio manteniendo la cadena de custodia y la cuarta es el análisis de la muestra en el laboratorio desplegado en la zona o en el Laboratorio de Referencia.

Dada la implicación legal que supone, los Laboratorios de Referencia deben estar capacitados para llevar a cabo análisis confirmatorios con rigurosa exactitud. Para ello, además de ser exigible (aunque no obligatorio) disponer de un sistema de calidad acreditado, es necesario participar en ejercicios de intercomparación<sup>1</sup> diseñados específicamente para demostrar la capacidad para realizar este tipo de análisis.

En este trabajo se muestran los resultados obtenidos en el 1<sup>er</sup> Ejercicio Interlaboratorios SIRA celebrado a finales de 2005 y que contó con la participación de ocho laboratorios de siete países. Por parte de España, participó Laboratorio de Análisis de Radiactividad Ambiental (L.A.R.A.) de la F.N. La Marañosa, perteneciente al Ministerio de Defensa.

### **DISEÑO DEL EJERCICIO: ESCENARIOS Y MUESTRAS ENVIADAS**

El ejercicio fue preparado y organizado por el Centro DRDC (Defence Research & Development Canada) de Ottawa (Canadá). Cada participante recibió cuatro muestras. Cada muestra había sido preparada por el Laboratorio organizador imaginando cómo debía ser el muestreo en distintos escenarios:

#### **Escenario nº1. Supuesto:**

Un incendio en una instalación abandonada sospechosa de contener material radiactivo.

Muestra nº 1: Trozo de filtro de un equipo de filtración de aire de un edificio de una ciudad próxima.

#### **Escenario nº2. Supuesto:**

Revolta popular con destrucción de un edificio anexo a una fábrica y que se utilizaba como almacén de equipos de medida con fuentes radiactivas en su interior, algunos de los cuales se había roto durante los disturbios.

Muestra nº 2: Muestra de suelo de las proximidades del lugar de aparición de los medidores rotos.

Muestra blanco: Muestra de suelo sin contaminar.

#### **Escenario nº3. Supuesto:**

Bombardeo de un centro hospitalario del Tercer Mundo. El Centro contaba con una Unidad para tratamientos con radiaciones.

Muestra nº 3: Frotis de lo que parece ser un irradiador médico.

Muestra blanco: Frotis sin contaminar.

#### **Escenario nº4. Supuesto:**

Basurero con bidones, uno de los cuales presenta altos niveles de radiación. Su contenido parece ser agua.

Muestra nº 4: Muestra de agua.

Muestra blanco: Muestra de agua sin contaminar.

### **RESPUESTA SOLICITADA A LOS LABORATORIOS**

Los laboratorios participantes debían recepcionar las muestras, realizar un pre-screening, preparar las muestras, analizarlas y enviar el informe con los resultados y con el asesoramiento adecuado en materia de protección radiológica. Todo ello manteniendo la cadena de custodia y siguiendo los procedimientos del Sistema de Calidad de cada laboratorio.

Se debían enviar dos informes. El primero, en el plazo de una semana, con los resultados obtenidos dentro de las 24 horas de análisis contadas desde la recepción de las muestras. En este primer informe se pedía:

- Una identificación de los radionucleidos implicados y una estimación de su actividad. Una descripción de los análisis realizados y técnicas utilizadas (incluyendo ensayos no radiológicos).
- Un asesoramiento al Mando sobre las medidas de protección radiológica a tomar y posibles líneas de actuación, en función de los resultados obtenidos en los análisis.
- Una descripción de qué información adicional sería necesaria para poder realizar un asesoramiento más concreto.
- Una descripción de los análisis que se iban a realizar hasta completar el plazo del mes.

En el segundo informe se debían enviar los resultados obtenidos tras analizar las muestras en un plazo máximo de un mes desde su recepción. La respuesta solicitada era la misma que para el primer informe, excepto el apartado sobre la realización de ensayos posteriores.

### **ESTRATEGIA DE ANÁLISIS**

El análisis de las muestras se llevó a cabo en el Labo-



ratorio de Análisis de Radiactividad Ambiental (L.A.R.A). El esquema seguido se muestra en la figura 1

**RESULTADOS OBTENIDOS Y EVALUACIÓN**

**Identificación y estimación de actividad**

En la Tabla 1 se recogen los radionucleidos que estaban presentes en las muestras y su nivel de actividad, según la información aportada por el organizador del ejercicio en su informe de evaluación.

La evaluación de los laboratorios se llevó a cabo de forma cualitativa, valorando la identificación del radionucleido y su actividad. Se aceptaba por válido un re-

Tabla 1.

Muestra	Radioisótopo	Valor de referencia
Filtro	<sup>192</sup> Ir	200 Bq/filtro
Suelo	<sup>60</sup> Co	2 Bq/g
Frotis	<sup>90</sup> Sr	200 Bq /frotis
Agua	<sup>241</sup> Am	20 Bq/l

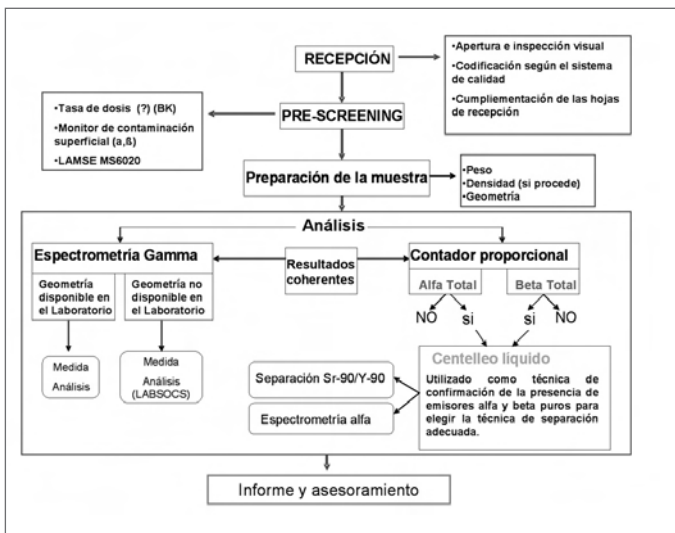


Fig.1. Esquema de análisis seguido para la realización del ejercicio

sultado de actividad que estuviera dentro del intervalo del 70-115% respecto al valor de referencia dado por el organizador. En la Tabla 2 se muestra el resumen de valoración de los resultados de los laboratorios.

**Asesoramiento al Mando**

La forma de evaluar el asesoramiento al Mando en medidas de Protección Radiológica fue enteramente cualitativa puesto que, en este caso, no existía un valor o consejo establecido como correcto. A continuación se muestra un resumen de la evaluación realizada para cada muestra.

- Se aportaron una gran variedad de propuestas de protección radiológica adaptadas al escenario de diseño y teniendo en cuenta la operatividad de la fuerza militar.
- Entre las propuestas más destacadas figuran:

	La	Lab	Lab	Lab	Lab	Lab	Lab	Lab		
	b 1	2	3	4	5	6	7	8		
	a	b	a	b	a	b	a	b		
Filtro			0	0	0			0	x	x
Suelo			0	0				x		
Frotis	0		x	x	x			x		
Agua			x	x				x		

Tabla 2. Resumen de los resultados aportados por los distintos laboratorios. En la columna "a" se muestran los resultados enviados en el 1er informe correspondientes a las 24 horas de análisis. En la columna "b" se muestran los resultados enviados en el 2º informe correspondiente al mes de análisis.

Donde:

- Radionucleido identificado correctamente.
- Estimación de la actividad correcta (entre el 70-115% del valor de referencia).
- Radionucleido identificado correctamente.
- Estimación de la actividad incorrecta (fuera del intervalo del 70-115%, respecto al valor de referencia).
- D Radionucleido identificado correctamente pero sin aportar resultados de estimación de actividad.
- X Informe no satisfactorio.

- Delimitar el área contaminada y restringir el acceso.
- Tomar un mayor número de muestras.
- Continuar con la inspección.
- Blindar la fuente dañada.

- Algún laboratorio hizo una estimación del riesgo. Así, por ejemplo, en el caso de la muestra de filtro, se apuntó que, con la actividad detectada en el laboratorio, nadie recibiría una dosis superior a 1 mSv en las proximidades del escenario.
- En el caso del frotis, algún participante, llegó, incluso, a realizar una estimación de la contaminación (2 Bq/cm²).

- En la muestra de agua dos laboratorios apuntaron que la actividad presente en el agua no se correspondía con los altos niveles de radiación que se indicaban en la descripción del escenario. Estos laboratorios dedujeron que debían existir otras fuentes en la proximidad y que tal vez la muestra tomada no era representativa del conjunto del escenario. Según el organizador este consejo constituye un buen ejemplo del tipo de asesoramiento científico que un Laboratorio de Referencia debe dar al Mando.

## CONCLUSIONES

Las conclusiones generales del ejercicio han sido:

- La participación en este tipo de ejercicios se considera muy positiva pues permite a los laboratorios poner a prueba sus métodos de análisis y su preparación para realizar una estimación del riesgo y ofrecer consejos de actuación ante un incidente radiológico.
- El análisis de muestras para la determinación de una descontaminación radiológica desconocida implica un alto grado de técnica e ingenio, ya que a veces no es posible seguir los procedimientos de trabajo establecidos en el laboratorio, pues, o bien las muestras no se pueden preparar en la geometría adecuada o bien los niveles de actividad encontrados están fuera de los intervalos de calibración de los equipos.

- La determinación de la naturaleza de la contaminación y la evaluación de riesgos implica un trabajo de colaboración de varios profesionales.
- Los resultados enviados en el plazo de un mes fueron considerablemente mejores que los enviados en el primer informe correspondiente a las 24 horas de análisis, lo que supone que se tiene que trabajar en el desarrollo de métodos de respuesta rápida.
- Es conveniente la unificación en temas de asesoramiento al Mando y las medidas de protección radiológicas a tomar. Esto supone que los laboratorios de Referencia tienen que hacer un esfuerzo para conseguir unificar criterios en materia de protección radiológica.
- La participación del L.A.R.A de la F.N. La Marañosa se ha considerado muy satisfactoria, siendo aceptada la presentación de este ejercicio para la validación de varios procedimientos de ensayo conforme a la norma UNE-EN-ISO 170251.

## REFERENCIAS

1. UNE-EN –ISO/IEC 17025 (2005): *Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y calibración.*
2. AEP-49. *Handbook for Sampling and Identification of Radiological Agents.* NATO/PFP Unclassified.



# PREPARACIÓN DEL SISTEMA DE AYUDA A LA DECISIÓN MOIRA PARA SU APLICACIÓN EN CASO DE CONTAMINACIÓN RADIATIVA DE LOS PRINCIPALES ECOSISTEMAS ACUÁTICOS ESPAÑOLES

M. Magán y E. Gallego

*Departamento de Ingeniería Nuclear, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, Universidad Politécnica de Madrid*

## INTRODUCCIÓN Y OBJETIVOS

MOIRA es un sistema de ayuda a la decisión (SAD) desarrollado en el curso de los Programas Marco Europeos con participación de la UPM. El sistema analiza específicamente el problema de la contaminación radiactiva

a medio y largo plazo de sistemas acuáticos de agua dulce, en esencia, lagos, embalses y ríos. La contaminación del suministro de agua potable, los pescados y otros alimentos acuáticos, el agua de regadío para cosechas y la exposición de las personas que practiquen ac-



tividades recreativas puede constituir una seria fuente de preocupación para la opinión pública, incluso aunque las evaluaciones de dosis indiquen una importancia menor frente a la de otras vías de exposición, como demuestra la experiencia posterior a accidentes como el de Chernóbil.

Frente a tales problemas, la definición de medidas de remedio adecuadas y la implicación en las decisiones de un amplio rango de grupos afectados, resultan cruciales para poder alcanzar soluciones sostenibles. En ese sentido MOIRA está diseñado para permitir una evaluación realista del impacto ecológico, social y económico de las posibles estrategias de rehabilitación, de forma racional y lo más completa posible.

En el presente trabajo se han abordado los siguientes objetivos:

- Adaptar el sistema MOIRA para su aplicación a hipotéticos casos de contaminación radiactiva de sistemas fluviales o lacustres de la Península Ibérica.
- Actualizar las bases de datos del sistema con la información correspondiente a las masas de agua, cuencas fluviales, precipitaciones, población, usos de la tierra, etc., de la España peninsular.
- Crear un modelo que permita estimar las extracciones de agua de los sistemas fluviales españoles, en ausencia de datos fiables.
- Comprobar la utilidad del sistema en términos de fiabilidad, adaptabilidad y facilidad de manejo.
- Instalación del sistema en la Sala de Emergencias (SALEM) del Consejo de Seguridad Nuclear.
- Realización de unos ejercicios de ejemplo en los que se han utilizado todas las posibilidades del sistema, extrayendo conclusiones sobre el comportamiento de los ecosistemas elegidos, así como sobre las consecuencias de las posibles contramedidas.
- Utilización de las herramientas de análisis de decisiones que incorpora el sistema para clasificar las diversas estrategias de gestión, identificando sus fortalezas y debilidades.

## DATOS DE POBLACIÓN

El sistema MOIRA utiliza una base de datos de población georeferenciada, representada en la denominada "malla gruesa" europea <sup>(1)</sup>, compuesta por cuadrados de aproximadamente 100 km de lado. Para actualizar la información existente por defecto, se utilizaron los datos de población del censo del Instituto Nacional de Estadística del año 2001, de donde se obtuvo la población de cada municipio.

La mayoría de los datos geográficos se obtuvieron del

Instituto Geográfico Nacional (IGN), dependiente del Ministerio de Fomento, y de los obtenidos por GPS (coordenadas WGS84-N30) de todas las entidades de población española, ordenados en ficheros por provincias y que se utilizaron para completar los del IGN <sup>(2)</sup>. Se han comparado las coordenadas en poblaciones presentes en ambas listas y se ha encontrado que el error era de tan solo unas milésimas de grado, precisión más que suficiente para la aplicación.

Con estos datos se ha calculado la población presente en cada celda. En el caso de municipios representados por un polígono, se ha supuesto que la población se distribuye de forma uniforme dentro del mismo. El resultado final se muestra a escala nacional en la *figura 1*.

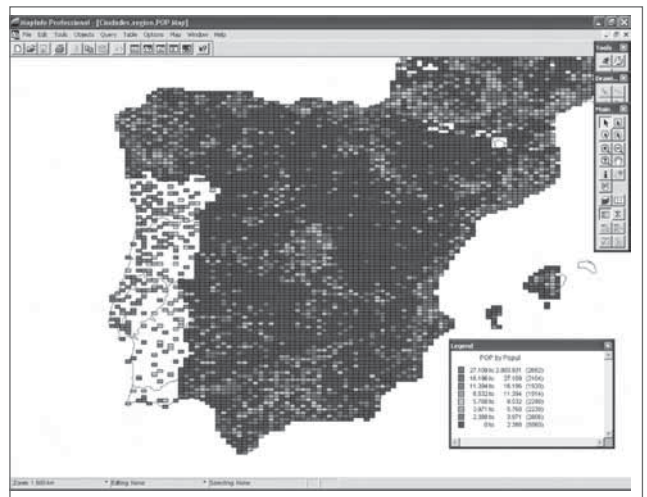


Figura 1. Mapa temático de la población española una vez incorporados los datos actualizados.

## INFORMACIÓN GEOREFERENCIADA DE LAS CUENCAS DE LOS RÍOS TAJO Y EBRO

El modelo MARTE, empleado por el código MOIRA, divide el río modelado en 20 segmentos, cada uno con una sub-cuenca asociada<sup>(3)</sup>. Como es de esperar, una adecuada división del río juega un papel fundamental en el adecuado modelado del mismo.

Se ha utilizado información georeferenciada disponible en las correspondientes páginas Web de las confederaciones hidrográficas, en las que se proporciona una detallada división de la cuenca en áreas hidrográficas, si bien fue necesario corregir ciertos errores en la implementación digital de los mapas.

Las áreas definidas por las confederaciones dividen al río en 28 segmentos en el caso del Tajo y en 29 en





$$D = 0.163^{0.447 \cdot Q} \quad (3)$$

$$(4)$$

Donde Q es el caudal en m<sup>3</sup>/s. Estas fórmulas se aplican a todos los sectores no embalsados del río. Para los tramos embalsados, se asume que son de ancho constante, por lo que podemos expresar este como:

$$(5)$$

Donde A es la superficie del embalse, y L la longitud considerada de tramo. Se considera que la superficie del embalse no varía apreciablemente con el caudal.

Respecto a la altura de los embalses, y de cara a modelar adecuadamente la variabilidad del volumen de los embalses durante el año, se ha considerado que esta varía a lo largo del año según una curva senoidal propia de cada embalse (fig. 3).

Aunque el modelo HYDRO incluye un modelo de ajuste de la profundidad y anchura del cauce o embalse según el caudal de salida de agua<sup>(3)</sup>, este modelo resulta inapropiado para embalses cuya salida está regulada de forma totalmente artificial, especialmente aquellos que rara vez o nunca llegan a su nivel máximo, y, por tanto, no se ven obligados a descargar agua por unas elevadas precipitaciones, como por ejemplo, los embalses de Entrepeñas y Buendía.

En la práctica, la salida de agua de un embalse típico de los ríos estudiados viene dada por la simple necesidad de mantener un nivel mínimo del cauce del río. Para estudiar posibles soluciones de cara a modelar este

comportamiento, se estudiaron los registros de nivel de algunos embalses. Por ejemplo, con los datos correspondientes al Embalse de Entrepeñas entre los años 1969 y 2002 se puede ver en la figura 3 que estos se aproximan por una senoide de periodo igual a 12 meses, con un coeficiente de correlación muy elevado (R<sup>2</sup>=0.996), lo que nos lleva a la conclusión de que es viable modelar el comportamiento en embalses asumiendo que el volumen sigue un ciclo senoidal de 12 meses, con un cierto desfase calculado para cada embalse.

Teniendo en cuenta que ciertos embalses destinados esencialmente a la producción de energía hidroeléctrica mantienen un volumen prácticamente constante, se ha considerado que su profundidad no varía.

### REVISIÓN DE LOS RESULTADOS DEL MODELO SACRAMENTO Y ASIGNACIÓN DE EXTRACCIONES

Efectuados los anteriores cálculos, se procedió a comparar los resultados del modelo HYDRO con extracciones nulas con los datos empíricos, comprobando la bondad de los resultados en las primeras cajas. El procedimiento general fue:

- 1) Ejecutar el modelo HYDRO sin extracciones y comprobar los resultados.
- 2) Modificar los resultados del modelo Sacramento en el primer segmento para corregir las diferencias no explicables por extracciones de agua. La posibilidad de que haya extracciones importantes se basa en la presencia de embalses, plantaciones, grandes núcleos de población, torres de refrigeración, etc., así como cualquier caudal significativamente por debajo de los datos empíricos.
- 3) Volver a ejecutar el modelo HYDRO y asignar la diferencia en los resultados del primer segmento a extracciones de agua.
- 4) Repetir el procedimiento para cada uno de los segmentos, en orden, puesto que los resultados de cada segmento afectan a los de los subsiguientes.

Los resultados son en general consistentes con los datos de las estaciones de aforos, y las extracciones globales de agua en los ríos se encuentran en un margen del 10% respecto a las estimaciones existentes, por lo que se considera logrado el ajuste deseado.

### DATOS DE GANADERÍA Y AGRICULTURA

Para el cálculo de las dosis, especialmente las colectivas, es necesario disponer de información relativa a la producción de cosechas y productos ganaderos. De cara a la preparación de escenarios de contaminación

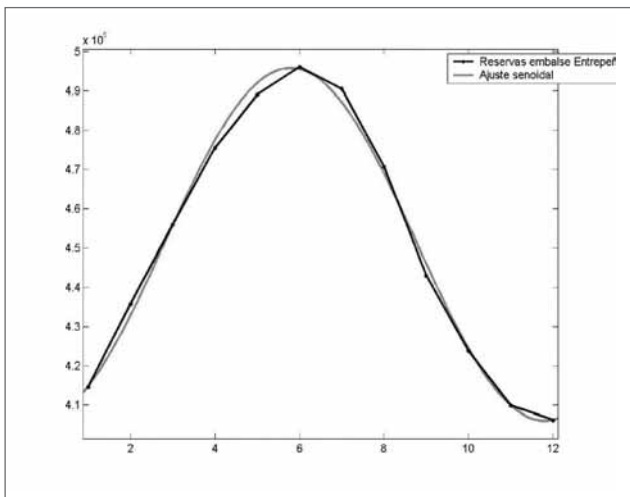


Figura 3.- Reservas medias mensuales del embalse de Entrepeñas entre 1969 y 2002, y ajuste senoidal de los datos empíricos. Nótese el ajuste casi perfecto.

realistas se han utilizado datos provenientes del INE, el MAPA, y del estudio de hábitos alimenticios realizado por la UCM, el CSN y el CIEMAT<sup>(5)</sup>, si bien a día de hoy la implementación de estos datos de manera georeferenciada y fácil de acceder para el sistema MOIRA es un trabajo en curso.

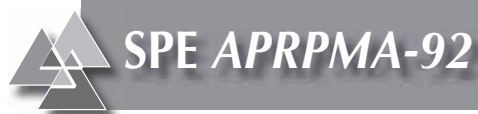
### AGRADECIMIENTOS

El presente trabajo se encuadra dentro del proyecto ISIDRO (“Integración del sistema de ayuda a la toma de decisiones en caso de emergencia RODOS en la sala de emergencias (SALEM) del CSN y la participación en el proyecto EURANOS del 6º Programa Marco de Euratom”) en el que participan el CSN, el CIEMAT y la UPM. Esta actividad va ligada al proyecto de demostración “Application of the MOIRA DSS to evaluate rehabilitation strategies for contaminated freshwater bodies at the local

or regional levels (EURANOS-CAT2DEM19)” que, dentro del Proyecto Europeo EURANOS, coordina la UPM.

### REFERENCIAS

1. Martín J.E. and Gallego E., *Distribution of the Spanish population in the European Grid*, (1988).
2. Sánchez Montesinos, E. GPS-2000, Waypoint de todos los pueblos de España. (2000) Disponible en: <http://www.terra.es/personal/gps.2000/htm/princip.htm>
3. Magán, M., Gallego, E. *Descripción del modelo MARTE para estudio de escenarios de contaminación fluvial con el SAD MOIRA*, informe CTN 09-06 Octubre 2006.
4. Burnash, R., Ferral, L. (1996), *Conceptualization of the Sacramento Soil Moisture Accounting Model, NWSRFS Users Manual*, Part II.3, National Weather Service, NOAA, DOC, Silver Spring, MD, July 1996.
6. Requejo A.M. y otros, *Estudio sobre dietas y hábitos alimentarios en la población española. Colección Documentos 10.2002*. Consejo de Seguridad Nuclear (2002).



SPE APRPMA-92

## EL CENTRO DE CUSTODIA Y GESTIÓN DE FUENTES RADIATIVAS HUÉRFANAS DE CATALUNYA

E. Batalla, R. Callarisa, C. Conte, C. Rovira, A. Rovira, A. R. de Caralt,  
C. Paradell, G. Rocamora

Servei de Coordinació d'Activitats Radioactives.  
Direcció General d'Energia i Mines

### INTRODUCCIÓN

La Generalitat de Catalunya (GC) firmó en el año 1984 un acuerdo de encomienda de funciones con el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), a partir del cual se vienen desarrollando tareas relacionadas con la seguridad nuclear y protección radiológica.

Durante estos años de experiencia, unidos a la gran sensibilidad social relacionada con la radiactividad, se ha puesto de manifiesto la necesidad de diseñar sistemas técnicos que proporcionen a la Generalitat de Catalunya un mayor soporte técnico y logístico en situaciones especiales. Estas situaciones especiales son las que pueden producirse como consecuencia de la aparición



Tabla 1 Concepto de Fuente Huérfana

Concepto de Fuente Huérfana
· Fuente abandonada o sin titular conocido.
· Fuente en manos de una entidad no autorizada para su posesión.
· Fuente en manos de una entidad autorizada que ha perdido las condiciones de seguridad y protección radiológica.

En estos casos, y de acuerdo con la Llei 30/1992, sobre Règim Jurídic de les Administracions Públiques i Procediment Administratiu, la Ley 25/1964, sobre Energía Nuclear, la Ley 15/1980, de creación del CSN, el acuerdo de encomienda entre el CSN y la GC anteriormente mencionado y el Real Decreto 756/1987, sobre ampliación de funciones transferidas en materia de Industria, Energía y Minas, sería el personal del cuerpo de inspectores del Servei de Coordinació d'Activitats Radiactives (SCAR) y la Direcció General d'Energia i Mines,

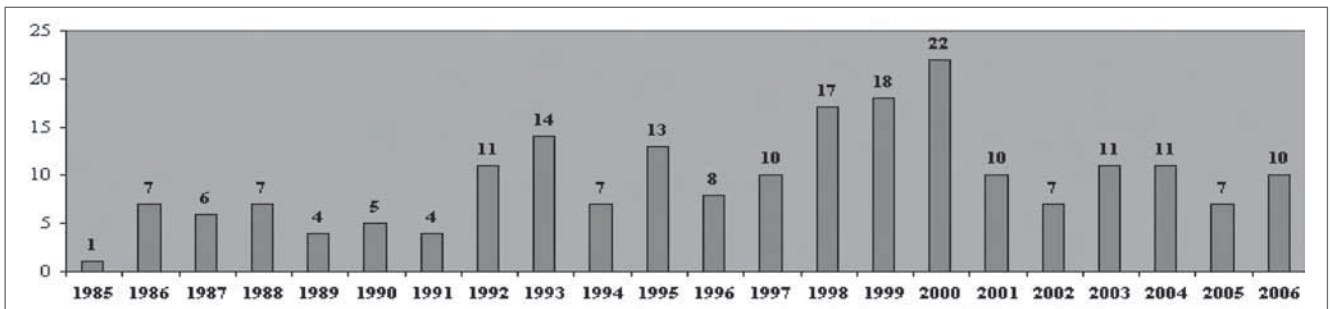


Figura 1.- Sucesos con fuentes huérfanas en Catalunya

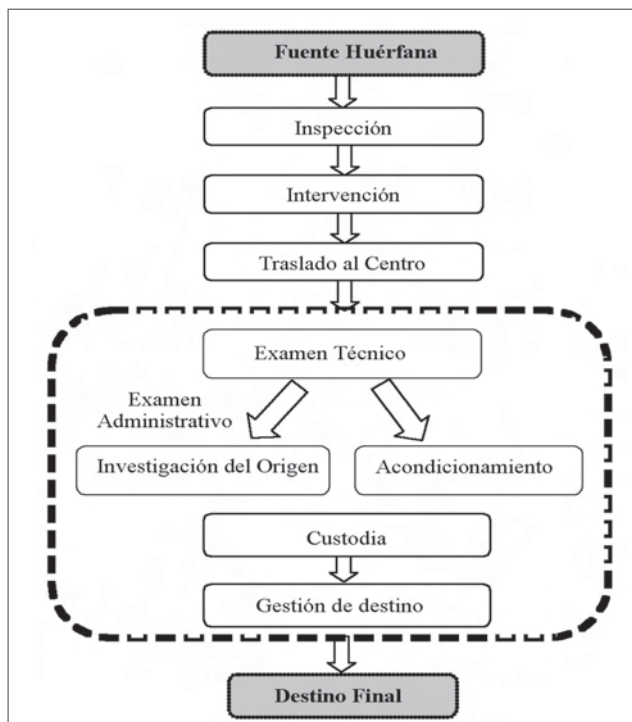


Figura 2.- Diagrama de Flujo del Centro

de fuentes huérfanas (tabla 1), entendiéndose como tal aquellas fuentes radiactivas abandonadas o en situación irregular desde el punto de vista de su seguridad.

el capacitado y la competente para actuar sobre dicho material radiactivo mientras, en paralelo, se gestionase y decidiese su destino.

La necesidad de mantener el material radiactivo custodiado en condiciones técnicas de seguridad hace imprescindible la disponibilidad de un espacio adecuado para ello. Así, se crea en el año 2006, el Centro de Custodia y Gestión de Fuentes Huérfanas de Catalunya, en el Parc Tecnològic del Vallès (PTV), en el municipio de Cerdanyola del Vallès.

**EXPERIENCIA**

Desde el año 1985, el SCAR ha actuado en diferentes casos relacionados con material radiactivo en situación irregular, a raíz de avisos de particulares y cuerpos de seguridad del estado y denuncias.

La experiencia histórica que se puede observar en la figura 1 ha sido determinante en la creación del Centro.

**EL CENTRO**

El Centro de Custodia y Gestión de Fuentes Huérfanas de Catalunya es un recinto capacitado para albergar, acondicionar, investigar, analizar y caracterizar las fuentes radiactivas huérfanas (Figura 2), aunque su principal finalidad es el almacenamiento transitorio de corta duración de las fuentes huérfanas mientras se gestiona su retirada definitiva hacia el propietario, el suministrador o la empresa nacional de residuos radiactivos (ENRESA).

El Centro ocupa una nave industrial en el PTV en Cerdanyola del Vallès, situación geográfica que le proporciona una extraordinaria logística para acceder a cualquier punto de Catalunya en el menor tiempo posible.

Los principales elementos con que cuenta el Centro desde el punto de vista de seguridad y protección radiológica son los siguientes:

- (a) El recinto blindado y con acceso controlado (Figura 3) para el depósito temporal seguro de las fuentes y el material radiactivo custodiado.
- (b) Un laboratorio de caracterización de fuentes huérfanas (Figura 4).
- (c) Un taller de adecuación y manipulación, para el acondicionamiento o gestión como residuo convencional de las fuentes y el material radiactivo.
- (d) El lugar de almacenamiento y mantenimiento de las unidades móviles de inspección y protección radiológica de que dispone el SCAR para posibles situaciones de emergencia radiológica.
- (e) Herramientas de alta precisión de soporte a la inspección para la monitorización de espacios físicos y personas, entre los que se destaca un detector de cuerpo entero (Figura 5).



Figura 3. Armario de seguridad

- (f) Una zona administrativa con despachos y la zona de archivo.



Figura 4. Zona de caracterización

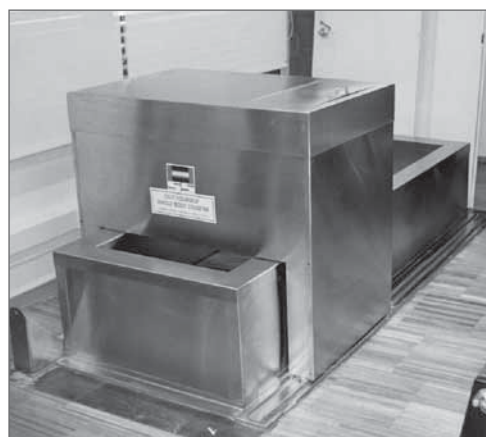


Figura 5. Detector de cuerpo entero

## CONCLUSIONES

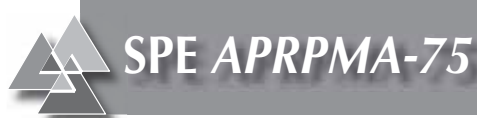
El concepto técnico del Centro de Custodia y Gestión de Fuentes Huérfanas de Catalunya representa una innovación en cuanto a la custodia inmediata de fuentes huérfanas y su almacenamiento temporal seguro. De este modo, se solucionan los problemas que surgían relacionados con el depósito en condiciones de seguridad del material custodiado:

- (a) El Centro es un almacén temporal seguro mientras se inician los trámites de gestión a ENRESA del material radiactivo, en el caso de no tener solución con el propietario o la empresa suministradora de la fuente.
- (b) Se consigue minimizar el tiempo de permanencia en situación irregular del material radiactivo.
- (c) Si la actuación posterior corresponde a ENRESA,



ésta puede vincularse directamente al Centro, sin la necesidad de una autorización particular para poder intervenir en cada caso. Además, el tiempo posterior de gestión (con la situación ya libre de riesgo) queda sólo condicionado al tiempo que, debido a la distancia geográfica, necesita ENRESA para proceder en Catalunya.

(d) El Centro cumple el Real Decreto 229/2006 sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas, transposición de la directiva 2003/122 EURATOM, que hace referencia, entre otros aspectos, a la necesidad de que los países miembros dispongan de medios para controlar las fuentes radiactivas huérfanas



## PROPIEDADES Y MODELIZACIÓN DEL COMPORTAMIENTO DEL $^{14}\text{C}$ EN LAS EVALUACIONES DE SEGURIDAD DE LA BIOSFERA

D. Pérez-Sánchez, A. Agüero, C. Trueba

*Departamento de Medio Ambiente. Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT)*

### INTRODUCCIÓN

Por su largo periodo de semidesintegración, su volatilidad (compuestos gaseosos que forma,  $\text{CO}_2$ ,  $\text{CH}_4$ , etc.) y su facilidad por la cual es asimilada en los sistemas biológicos, el  $^{14}\text{C}$  ha sido identificado como uno de los radionucleidos más significativo en el ciclo del combustible nuclear desde el punto de vista de su contribución a la exposición del hombre.

El  $^{14}\text{C}$  puede ser encontrado en la naturaleza en diferentes formas químicas: ya sea como compuestos minerales u orgánicos: Dióxido de Carbono ( $^{14}\text{CO}_2$ ), carbonatos en formas libres o disueltas ( $\text{H}_2^{14}\text{CO}_3$ ,  $\text{H}^{14}\text{CO}_3^-$ ,  $^{14}\text{CO}_3^{2-}$ ), monóxido de carbono ( $^{14}\text{CO}$ ), hidrocarburos de bajo peso molecular como el metano ( $^{14}\text{CH}_4$ ) y formando parte de la materia orgánica.

El objetivo de este trabajo es desarrollar un modelo conceptual de transporte del  $^{14}\text{C}$  en la biosfera, para la evaluación del impacto radiológico del Almacenamiento Geológico Profundo (AGP). Este estudio nos permitirá conocer los procesos, vías y mecanismos de acumulación del radionucleido en la biosfera, y posteriormente

desarrollar el modelo matemático asociado a cada uno de los procesos para cuantificar de dosis.

### FORMACIÓN E INVENTARIO

El  $^{14}\text{C}$  se produce de manera natural por la interacción de los rayos cósmicos con los gases presentes en la atmósfera superior. La principal reacción por la que se produce es  $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ . El  $^{14}\text{C}$  presenta un periodo de semidesintegración de  $5730 \pm 40$  años, emite una partícula con una energía máxima de 0.155 MeV.

En los reactores nucleares, el  $^{14}\text{C}$  se produce como resultado de la absorción de neutrones por los núcleos de  $^{14}\text{N}$ ,  $^{17}\text{O}$  y  $^{13}\text{C}$ , involucrados en las reacciones de activación  $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ ,  $^{17}\text{O}(n, \alpha)^{14}\text{C}$  y  $^{13}\text{C}(n, \gamma)^{14}\text{C}$ .

Estos elementos se encuentran en varios de los componentes del reactor como pueden ser el refrigerante, moderador, materiales estructurales y el combustible. Como resultado de estas reacciones, el  $^{14}\text{C}$  se encuentra presente en una gran variedad de residuos radiactivos como son el combustible gastado, las resinas de intercambio iónico, las tuberías del reactor. La actividad



los compartimientos en asimilar y liberar  $^{14}\text{C}$ , (3) el decaimiento radiactivo (4) donde se considera aceptable la relación  $^{14}\text{C}/^{12}\text{C}$ .

En los compartimientos de fluidos (atmósfera e hidrosfera) las formas químicas de  $^{14}\text{C}$  son transportadas a través de estos compartimientos siguiendo las clásicas leyes de advección y dispersión.

En el caso de los compartimientos biológicos los compuestos minerales de  $^{14}\text{C}$  son transformados como compuestos orgánicos. Durante estas transformaciones, la conservación de la relación isotópica no es efectiva, pero el error que induce considerarlo es considerado como aceptable. Cabe resaltar que las nuevas formas orgánicas siguen las leyes de crecimiento de la biomasa dentro de su sistema trófico, por lo tanto la contaminación por  $^{14}\text{C}$  está directamente vinculado con las curvas específicas de crecimiento de todos los organismos vivos (incluso para sus órganos).

Otro aspecto importante a tener en cuenta en la modelización del C es considerar los niveles naturales de fondo del radionucleido y su relación con respecto a la escala temporal de evaluación debido a las variaciones producidas en la relación isotópica del carbono.

### **MODELIZACIÓN DEL COMPORTAMIENTO AMBIENTAL Y EVALUACIÓN DE DOSIS PARA EL $^{14}\text{C}$ .**

Las concentraciones ambientales para la gran mayoría de los radionucleidos presentes en un repositorio se calculan modelizando el movimiento a través de la biosfera con un modelo estándar y procesos de transporte particulares. Las dosis en el público se calculan teniendo en cuenta las contribuciones de cada uno de estos procesos y vías de exposición al ser humano. En general, cada radionucleido puede tener determinadas formas químicas y en común los valores de parámetros utilizados en el modelo es representativo de la forma química con mayor movilidad en el medio ambiente.

Sin embargo, la modelización del transporte de  $^{14}\text{C}$  en la biosfera se realiza utilizando modelos específicos o especiales, debido a que el carbón a diferencia de otros elementos químicos se encuentra de manera común en el medio ambiente y sus procesos de transporte se diferencian de otros radionucleidos.

La vía de incorporación primaria a la biosfera que siguen los radionucleidos desde su liberación desde un repositorio no perturbado es la incorporación al acuífero subyacente, contaminando los pozos utilizados para tomar agua de bebida o el riego agrícola. Sin embargo, los humanos también pueden estar expuestos a la radiación

debido a las emanaciones gaseosas desde el repositorio en forma de metano o dióxido de carbono. Debido a la facilidad con que los contaminantes gaseosos son distribuidos en la atmósfera, la exposición no solo está limitada al emplazamiento sino también se puede extender a escala regional o global.

En el escenario de aguas subterráneas,  $^{14}\text{C}$  se incorpora al suelo por riego con aguas contaminadas. Posteriormente una fracción de  $^{14}\text{C}$  es liberado por emisión gaseosa a la atmósfera en forma de  $^{14}\text{CO}_2$ . Desde la atmósfera, el  $^{14}\text{CO}_2$  se incorpora a los cultivos por medio de la fotosíntesis, incrementando la concentración de  $^{14}\text{C}$  en los mismos. La incorporación de  $^{14}\text{C}$  en los cultivos también puede producirse a través del sistema radicular, siendo esta menos importante que la incorporación a través de las hojas.

Las concentraciones de  $^{14}\text{C}$  en la atmósfera, se calcula asumiendo una concentración en equilibrio en la superficie del suelo, con una tasa de liberación controlada principalmente por la emisión de  $^{14}\text{CO}_2$  desde el suelo. En la atmósfera, el  $^{14}\text{C}$  está sujeto a mezcla debido a procesos atmosféricos, los cuales pueden ser modelizados considerando el movimiento y mezcla de aire en una celda de dimensiones definidas.

La incorporación de  $^{14}\text{C}$  por los cultivos es modelizado utilizando las relaciones de  $^{14}\text{C}$  con el carbono estable en el suelo y en la atmósfera, y la proporción de carbono presente en los cultivos debida a estos compartimientos. La concentración de  $^{14}\text{C}$  en productos animales es estimada a través de la relación de  $^{14}\text{C}$  y el carbono estable en el agua de bebida, en el suelo y en el alimento de los animales. La bioacumulación de  $^{14}\text{C}$  en pescados se basa en la relación de concentración entre el agua y la parte comestible del pescado.

Desde el punto de vista práctico, estimar la exposición humana al  $^{14}\text{C}$ , se asume que la actividad de  $^{14}\text{C}$  en la atmósfera en la forma gaseosa de  $\text{CO}_2$  es igual al contenido en forma orgánica presente en todos los productos alimenticios procedentes de plantas y animales. Si consideramos una distribución en equilibrio de  $^{14}\text{C}$  en la biosfera, la inhalación de  $^{14}\text{CO}_2$  contribuye muy poco a la dosis en comparación con las vías de ingestión de alimentos.

En el modelo desarrollado en el contexto del ejercicio BIOMASS, del OIEA<sup>4</sup>, se considera el transporte de las especies gaseosas de  $^{14}\text{C}$ , desde el suelo y a través de la atmósfera a las plantas. Estos modelos de  $^{14}\text{C}$  están basados en resultados experimentales que indican que el  $^{14}\text{C}$  es rápidamente liberado del suelo en forma de  $^{14}\text{CO}_2$ . Este modelo también considera la absorción directa del



$^{14}\text{C}$  a través de las hojas de las plantas por medio de la interceptación de las hojas del agua de irrigación.

En la evaluación de la biosfera del repositorio de Yucca Mountain en Estados Unidos<sup>5</sup> se tuvieron en cuenta las siguientes consideraciones:

Para la exposición por inhalación, la fuente de  $^{14}\text{C}$  son las formas químicas gaseosas del carbono, liberadas desde el suelo regado con aguas subterráneas contaminadas. Esta metodología difiere de otras adoptadas para otros radionucleidos para los cuales solamente la resuspensión de suelo contaminado es considerada como vía de exposición por inhalación.

Para evaluar la concentración de actividad de los gases con  $^{14}\text{C}$  en el aire, se asume un área bien definida con una tasa de riego anual. La concentración de actividad resultante en el aire se utilizó para evaluar la dosis por inhalación y los procesos de toma de absorción a través de sus hojas. La acumulación a largo plazo del  $^{14}\text{C}$  en el suelo no fue considerado por la rápida pérdida de  $^{14}\text{C}$  desde el suelo fundamentalmente por emisión de  $^{14}\text{CO}_2$ .

La metodología de modelo de actividad específica también ha sido utilizada para calcular la dosis que reciben los individuos por la liberación rutinaria de radionucleidos al medio ambiente 6,7. Este asume que la relación de actividad del radioisótopo y la masa del isótopo estable en el mismo compartimento (p.e., cuerpo humano) es la misma que en cualquier otro compartimento de la biosfera (p.e., atmósfera). Este concepto es a menudo el más utilizado para los elementos que se incorporan a un compartimento y circulan fácilmente de uno y otro como es el caso del  $^{14}\text{C}$  liberado a la atmósfera. Este procedimiento trabaja mejor en compartimentos cerrados e interrelacionados y no es utilizado generalmente para describir los procesos de transferencia entre el suelo o aguas superficiales con la atmósfera.

La evaluación de la dosis al hombre, para el  $^{14}\text{C}$ , comienza por la cadena alimentaria con la incorporación de los radionucleidos a los cultivos a través del proceso de la fotosíntesis. El carbono no está disponible para la incorporación por medio de la fotosíntesis en la ca-

dena alimenticia hasta que no ocurra la oxidación del  $\text{CO}_2$ , al menos que se encuentre ya formando parte de compuestos en la planta. Los cálculos previos sugieren que la principal vía de incorporación de  $^{14}\text{C}$  a los humanos desde un repositorio de residuos radioactivos es la ingestión de alimentos contaminados como resultado del transporte por aguas subterráneas. Existe también alguna contribución debido a las liberaciones de  $^{14}\text{C}$  a la atmósfera a través de la generación de gases.

## AGRADECIMIENTOS

Los autores desean agradecer a ENRESA la financiación recibida, a través del convenio marco CIEMAT-ENRESA, Anexo III, Protección Radiológica en la Gestión de Residuos Radiactivos y Restauración Ambiental.

## REFERENCIAS

1. AGP1999. ENRESA-2000. *Inventario de radionucleidos e isótopos estables en el combustible para cálculos de liberación y transporte*. 49-1PP-L-02-10.
2. IUR, 2003. Second Workshop of the IUR Task Force "Radioecology and Waste". Minutes, Madrid, November 2003.
3. Gascoyne, M., 1992. *Concentrations of C in groundwater for the geosphere model*. Atomic Energy of Canada Limited Technical Record, TR-567, COG-92-27. Chalk River, Ontario.
4. BIOMASS, 2003. *Reference Biospheres for solid radioactive waste disposal. Report of BIOMASS Theme 1 of the Biosphere Modelling and Assessment (BIOMASS Programme)*. IAEA-BIOMASS-6, Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency.
5. Rautenstrauch KR, Smith AJ, Andrews R. 2003. *Technical Basis Document N° 12: Biosphere Transport, Revision 1*, Bechtel SAIC Company, LLC, Las Vegas, Nevada.
6. Till JE, Meyer HR. 1983. *Radiological Assessment, A Textbook on Environmental Dose Analysis*. NUREG/CR-3332, ORNL-5968, U.S.
7. Sheppard SC. 1996. *Specific Activity Model in Relation to BIOTRAC Biosphere Model*. Atomic Energy of Canada Limited Technical Record, TR-745, COG-96-179, Chalk River, Ontario.AECL.



# APLICABILIDAD DEL SISTEMA DE AYUDA A LA DECISIÓN RODOS EN SITUACIONES DE EMERGENCIA NO NUCLEAR

**A. Dvorzhak, M. Montero**

*Unidad de Protección Radiológica del Público y del Medio Ambiente. CIEMAT*

## RESUMEN

El objetivo de este trabajo, realizado en el marco del proyecto europeo EURANOS, es estudiar la aplicación y funcionalidad del sistema RODOS en situaciones de emergencia no nuclear y la utilidad de sus resultados en el proceso de toma de decisión. Se han considerado dos escenarios de actuación: Un caso hipotético de liberación accidental de  $^{137}\text{Cs}$  procedente de una fuente huérfana, abandonada en un vertedero cercano a una gran ciudad y otro caso basado en la liberación real de  $^{137}\text{Cs}$ , ocurrida de forma accidental en la fundición de acero de ACERINOX en 1998. Se analizan las características diferenciales y específicas de estos escenarios respecto a los de los accidentes nucleares y sus implicaciones en la estructura y función de RODOS. Se presentan los resultados obtenidos en la dispersión y depósito de la contaminación, las consecuencias radiológicas y las posibles actuaciones a corto y largo plazo para reducirlas. Y, finalmente, se proponen algunas modificaciones en el sistema RODOS para mejorar su eficacia en la gestión de estas situaciones.

## INTRODUCCIÓN

Hasta hace unos años las emergencias radiológicas se consideraban, casi exclusivamente, vinculadas a potenciales accidentes en una central nuclear. La asignación de numerosos recursos, a través de diversos programas de I+D<sup>1</sup>, ha permitido avanzar, a nivel nacional, regional e internacional, en la cooperación y mejora de la preparación a la emergencia y las capacidades de gestión post-accidente. Como consecuencia, se han desarrollado sistemas de ayuda a la toma de decisiones (SAD), fundamentalmente, como herramientas de apoyo en la gestión de la emergencia exterior en casos de accidentes nucleares.

Pero las nuevas posibilidades en la manipulación, uso y transporte de material radiactivo han introducido otras situaciones de peligro de corto alcance, como posibles accidentes durante el transporte (con fuegos o explosiones que faciliten la liberación del material radiactivo) o

ataques terroristas con dispositivos de dispersión radiológica (DDR). El creciente interés en estas emergencias radiológicas, sobre todo tras los trágicos sucesos del 11 de Septiembre en EE.UU., han provocado una intensa discusión pública y política<sup>2,3,4</sup> sobre la forma más adecuada de responder ante ellas. Esto ha derivado en la actualización o extensión de las recomendaciones, internacionalmente aceptadas, para la preparación y gestión de dichas emergencias<sup>5,6</sup>.

Aquellos casos con una potencial contaminación de grandes áreas o exposición a la radiación de un gran número de personas, suficientemente significativos como para considerar medidas protectoras o de descontaminación, son susceptibles, además, de ser considerados en los SAD utilizados durante el proceso de gestión de las emergencias exteriores.

El sistema RODOS<sup>7</sup> (Real Time On-Line Decision Support System), desarrollado como SAD en la gestión de las emergencias exteriores provocadas por liberaciones accidentales procedentes de instalaciones nucleares, está ampliamente distribuido e instalado para su uso (pre-) operacional en los centros de emergencia nacional de la mayoría de países europeos (incluyendo el CSN y el CIEMAT en España). Actualmente, está siendo objeto de revisión y actualización bajo el proyecto EURANOS<sup>8</sup>, siendo uno de sus objetivos extender su aplicación a los eventos, accidentes o ataques que involucren material radiactivo (emergencias radiológicas)<sup>9</sup>.

En este trabajo se presenta una primera aproximación al problema. En primer lugar se describen los aspectos generales que se consideran en el análisis de la aplicabilidad de RODOS a las emergencias radiológicas. A continuación, se presentan dos casos estudio seleccionados para ilustrar dicha aplicabilidad.

## ANÁLISIS GENERAL DE LA APLICABILIDAD DE RODOS A LAS EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS.

### 1 Escenarios de contaminación e intervención.

Entre las posibles situaciones de emergencia radiológica o nuclear, susceptibles de ser consideradas en RO-

DOS, se encuentran:

- Accidentes en una CN;
- Accidentes durante el transporte.
- Incidentes con RDD<sup>10</sup> (Radiological Dispersive Device), con varios métodos de dispersión:
  - Bombas sucias, a través de una explosión.
  - Dispersión pasiva o activa de gases, aerosoles o polvo.
  - Fuentes radiactivas selladas (RED, Radiological Exposure Device), provocan exposición en las personas, sin contaminación en el medio ambiente.
- Incidentes con IND (Improvised Nuclear Device), dispositivos ilegales fabricados con material nuclear fisible de una bomba que producen una explosión nuclear.

Mientras que los escenarios de accidentes estarán, en general, bien caracterizados respecto a la localización (instalación nuclear o ruta de transporte autorizada), alcance potencial (tipo y cantidad de radionucleidos liberados), momento y duración de la liberación, los incidentes con RDDs o INDs pueden ocurrir en cualquier sitio, con un tipo y cantidad de material radiactivo desconocidos, iniciarse sin aviso o alarma previa y con una liberación más corta. Además, durante las fases inicial e intermedia de la emergencia, habrá que tomar las decisiones sobre las medidas protectoras, más rápidamente (y con menos información)<sup>6</sup>.

## 2 Radionucleidos de interés.

Diversos trabajos han analizado la amenaza de incidentes radiológicos<sup>2,11,12,13</sup>, destacando la importancia de los incidentes con DDRs, no por su gravedad sino porque la probabilidad de ocurrencia es superior a la del resto de escenarios radiológicos<sup>14</sup>. Existe un amplio acuerdo, entre las fuentes consultadas, respecto a los radionucleidos de mayor interés en los eventos con DDRs (Tabla I).

El sistema RODOS considera, actualmente, 70 radionucleidos que pueden estar implicados en un accidente de un reactor LWR, de los que cinco son también significativos para el caso de incidentes con DDRs. Es necesario, por tanto, incluir el resto de los radionucleidos implicados.

## 3 Modelos y cálculos de RODOS

La toma de la decisión puede basarse en la predicción de los modelos (por adelantado y a continuación de la explosión o liberación), o en medidas tomadas tras el evento. La estimación de las consecuencias (contaminación en aire, superficies, piel y ropas o alimentos) requiere calcular:

- dispersión atmosférica (ADM);
- depósito en el suelo;
- contaminación de los alimentos;
- dosis a través de todas las vías de exposición
- contramedidas a corto plazo (refugio, evacuación, administración de yodo);
- contramedidas a largo plazo (descontaminación, recuperación);
- costes económicos;
- evaluación de estrategias.

RN \ fuente	DOE <sup>15</sup>	Argonne National Lab. <sup>16</sup>	Rodos / Euranos <sup>9</sup>	En RODOS PV6.0
Co-60	✓	✓	✓	✓
Se-75	-	-	✓	-
Sr-90	✓	✓	✓	✓
Cs-137	✓	✓	✓	✓
Yb-169	-	-	✓	-
Tm-170	-	-	-	-
Ir-192	✓	✓	✓	-
Po-210	✓	✓	-	-
Ra-226	-	✓	✓	-
Pu-238	✓	✓	✓	✓
Pu-239	✓	-	-	-
Am-241	✓	✓	✓	✓
Cm-244	✓	-	-	-
Cf-252	✓	✓	✓	-

Tabla I. Radionucleidos, propuestos por diversas fuentes, para el análisis de los eventos con RDDs. Se indica si están considerados, actualmente, en el sistema RODOS.

En función de la disponibilidad de los datos de entrada necesarios (localización, topografía y geometría del sitio de liberación; datos meteorológicos locales o regionales; fecha y duración de la liberación; energía térmica liberada; término fuente; propiedades del aerosol), puede haber una reducción más o menos importante en la capacidad predictiva de los cálculos de algún modelo. No obstante, se podrían utilizar estimaciones de estos datos para obtener intervalos de consecuencias probables, útiles para determinar posibles actuaciones de emergencia y/o programas de vigilancia ambiental.



**APLICACIÓN DE RODOS EN CASOS DE ESTUDIO**

1. Caso hipotético de liberación accidental de 137Cs procedente de una fuente huérfana.

*Descripción:*

Incendio de una fuente radiactiva huérfana con liberación de una cantidad significativa de contaminación radioactiva.

*Datos de entrada:*

- a) Localización: En un vertedero urbano a una distancia aproximada de 20 km al sur-este de Madrid.
- b) El término fuente:
  - Radioisótopos involucrados: 137Cs.
  - El contenido del vertido total: 100 TBq de 137Cs (un orden de magnitud similar al utilizado por el Michigan Department of Environmental Quality en el ejercicio "Delta Fire" de 200311).
  - Liberación atmosférica:
    - altura: a nivel de la tierra.
    - duración de la liberación: 10 min.
    - velocidad de liberación:  $1,66 \cdot 10^{14}$  Bq.s<sup>-1</sup>.
    - cantidad:  $9,96 \cdot 10^{13}$  Bq.
- c) Condiciones meteorológicas: difusión normal, velocidad de viento 4 m.s<sup>-1</sup>, depósito seco.
- d) Fecha: 5-09-2006 (temporada de cosecha).

*Resultados de la modelación:*

De acuerdo a los resultados obtenidos para la dispersión atmosférica, la nube producida por el escape se dirige hacia Madrid, estimando la llegada al cabo de 1,5 h (Fig. 1).

Como los resultados del modelo de contramedidas a corto plazo mostraron que no son necesarias medidas protectoras como la evacuación o el confinamiento, la comunicación sobre el comportamiento temporal y espacial de la nube será importante para mantener a la población informada y disminuir la posible sensación de riesgo.

Los resultados de las dosis efectivas muestran que el mayor impacto procede del consumo de alimentos contaminados. El valor máximo a 1 año, desde todas las vías, sin la ingestión, es de 1,14 mSv, mientras que la debida sólo a la ingestión es de 16,6 mSv. (Fig. 2).

A partir de los resultados del modelo de contramedidas agrícolas (LCMT) se consideran varias actuaciones en las zonas afectadas para reducir la contaminación en los alimentos o el impacto sobre los consumidores:

- Para los vegetales de hojas: Eliminación.
- Para la leche y carne de vaca: Adición de sorbentes,

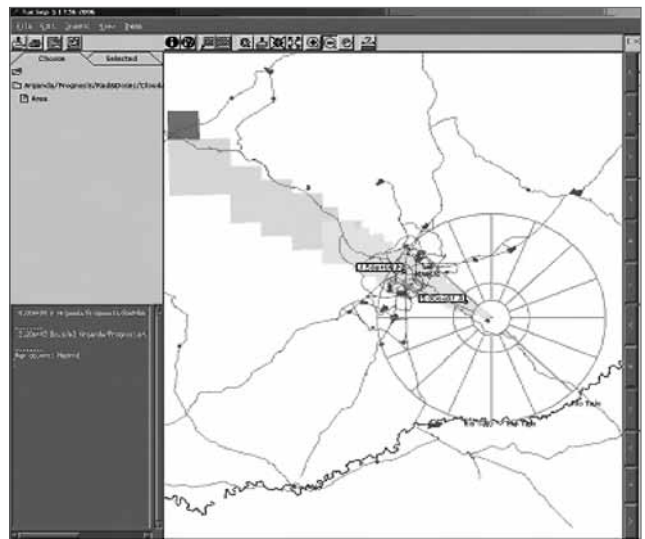


Fig. 1: Resultados obtenidos para la dispersión atmosférica.

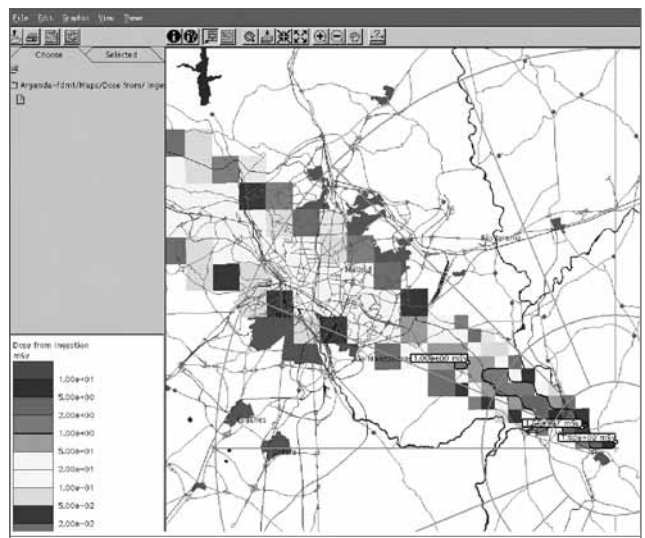


Fig. 2: Dosis efectiva por ingestión en un año, en adultos (mSv). Las isólineas corresponden a la dosis de 1 mSv.

eliminación de productos, traslado del ganado a otros pastos, reducir la ingesta de forrajes, almacenamiento de productos, procesamiento de la leche.

Estas contramedidas parecen razonables si se tiene en cuenta la coincidencia del accidente con la época de cosecha lo que hace previsible que la contaminación directa sea la que más contribuya a la dosis total.

**4 Caso de un evento real: Acerinox.**

*Descripción:*

Situación accidental real<sup>17</sup> que tuvo lugar cuando una

fuente de cesio, mezclada con chatarra, fue fundida en uno de los hornos de la planta de producción de acero inoxidable de ACERINOX, provocando la liberación al medio ambiente de  $^{137}\text{Cs}$ . Los sistemas de vigilancia radiológica ambiental de varios países Europeos observaron niveles radiológicos tres órdenes de magnitud más altos de los habituales<sup>18</sup>.

*Datos de entrada:*

- a) Localización: Los Barrios (Cádiz) al Sur de España
- b) El término fuente:
  - Radioisótopos involucrados:  $^{137}\text{Cs}$ ;
  - Cantidad: estimado<sup>18</sup> en 1,85 TBq de  $^{137}\text{Cs}$ , aunque difiere de las medidas realizadas<sup>17</sup>.
  - Liberación atmosférica:
    - Altura: 183 m;
    - duración de liberación: 30 min;
    - velocidad de liberación:  $10,28 \cdot 10^8 \text{ Bq}\cdot\text{s}^{-1}$  ;
- c) Condiciones meteorológicas: A partir de la predicción meteorológica de ECMWF se han seleccionado los datos del grid de  $0,6^\circ \times 0,6^\circ$  situados en el centro del accidente, preparando con ellos el fichero de entrada requerido por el modelo de dispersión atmosférica utilizado.
- d) Fecha: 30 de Mayo 1998 (mañana).

*Resultados de la modelación:*

En la Fig. 3 se muestran los resultados obtenidos con el modelo de dispersión atmosférica de escala local.

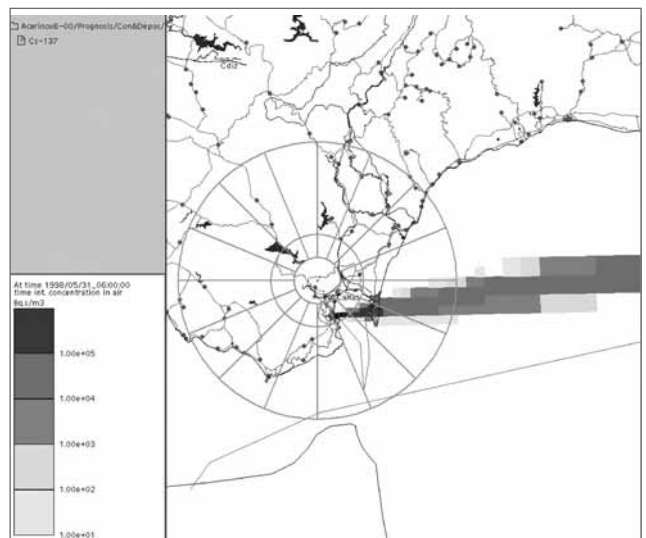


Fig. 3: Concentración en aire integrada en el tiempo de  $^{137}\text{Cs}$  (Bq.s/m3) tras el escape de la planta ACERINOX.

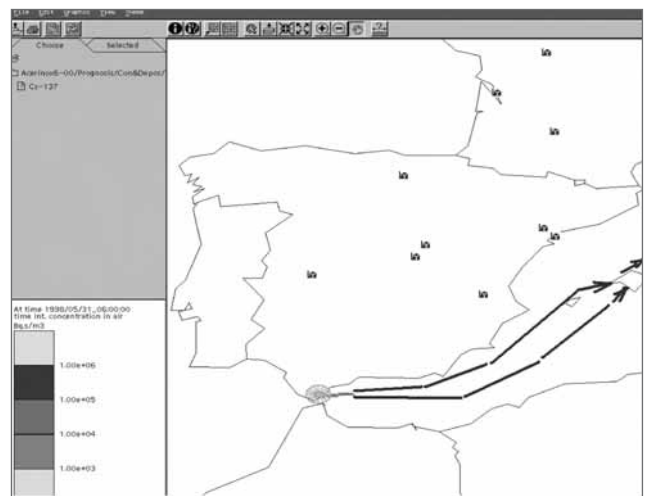


Fig. 4: Trayectoria teórica seguida por la nube, que no se puede representar con el modelo de corto alcance (ALMSC) del Sistema RODOS.

A pesar de tratarse de una liberación pequeña, la nube producida se dispersó a grandes distancias hacia el centro de Europa, siguiendo la trayectoria mostrada en la Fig. 4. Esto ilustra que, incluso para pequeñas liberaciones de material radiactivo, puede ser necesaria una modelación de la dispersión atmosférica de largo alcance que complementa los resultados del modelo de corto alcance.

Aunque este caso no ha sido grave, la modelación se revela útil para describir una situación pasada, explicar los posibles niveles anómalos en atmósfera o suelo y establecer actuaciones de vigilancia y recuperación.

**CONCLUSIONES**

La caracterización del escenario de contaminación e intervención en RODOS presenta una serie de dificultades que no se dan en los accidentes nucleares para: la asignación del término fuente, situar espacialmente el evento, la escala de contaminación, establecer los límites de las zonas de actuación, etc., que obliga a realizar un estudio previo de los diferentes tipos de situaciones que pueden darse y de los modelos y parámetros necesarios para caracterizarlas y modelar su comportamiento. A continuación, habrá que adecuar los formularios actuales de la herramienta RODOS para seleccionar los diferentes tipos de emergencia e introducir los datos requeridos por cada uno de ellos.

Prácticamente, todos los resultados disponibles en el sistema RODOS pueden ser útiles para la toma de decisiones en situaciones de incidentes radiológicos, aunque



las incertidumbres asociadas a la mayor o menor disponibilidad de la información de entrada pueden disminuir la capacidad predictiva de los cálculos de los modelos.

Será necesario revisar y adecuar, en su caso, los criterios utilizados para establecer las actuaciones protectoras en las fases temprana e intermedia de estas emergencias radiológicas. Además, puede ser más útil la evaluación del escenario para equilibrar el posible impacto radiactivo sobre la salud con el impacto económico y social, minimizando las dosis hasta un nivel mínimo, posible pero razonablemente accesible.

## REFERENCIAS

1. Schülte, E.H.; Kelly, N.; Jackson, Ch.A. (ed.). *Decision Support for Emergency Management and Environmental Restoration*. EUR 19793. Office for Official Publications European Communities, Luxembourg. 2002.
2. Poston, J.W. (Sr). Warren K. Sinclair Keynote Address: *Current Challenges in Countering Radiological Terrorism*. Health Physics, 89(5): 450-456. 2005.
3. Kelly, H. Dirty Bombs: *Response to a Threat*. FAS Public Interest Report. Journal of the Federation of American Scientists, 55(2). March/April 2002.
4. Remick, A.L.; Crapo, J.L.; Woodruff, C.R. U.S. *National Response Assets for Radiological Incidents*. Health Physics, 89(5): 471-484. 2005.
5. International Atomic Energy Agency. *Generic Method for Developing Arrangements for Response to Nuclear or Radiological Emergency*. Updating IAEA-TECDOC-953. EPR-METHOD, IAEA, Vienna, 2003.
6. Department of Homeland Security. Preparedness Directorate; *Protective Action Guides for Radiological Dispersal Device (RDD) and Improvised Nuclear Device (IND) Incidents*; Notice. Federal Register (71FR 174), January 3, 2006.
7. Forschungszentrum Karlsruhe. The RODOS System. Version PV6.0. *Forschungszentrum Karlsruhe GmbH. Institut für Kern- und Energietechnik (IKET)*, Karlsruhe, Germany. August 2005.
8. EURANOS, *European Approach to Nuclear and Radiological Emergency Management and Rehabilitation Strategies*. Sixth Framework Programme EURATOM N°. FI6R-CT-2004-508843. <http://www.euranos.fzk.de/>
9. Landman, C.; Paesler-Sauer, J. *Enhancement of RODOS for Radiological Emergencies*. Internal report EURANOS(CAT2)-TN(04)-12. 2004.
10. U.S. Department of Health & Human Services, [www.remm.nlm.gov/rdd.htm](http://www.remm.nlm.gov/rdd.htm).
11. Conklin, W.V.; Liotta, P.L. *Radiological Threat Assessment and the Federal Response Plan – a Gap Analysis*. Health Physics, 89(5): 457-470. 2005.
12. González, A.J. Lauriston S.Taylor Lecture: *Radiation Protection in the Aftermath of a Terrorist Attack Involving Exposure to Ionizing Radiation*. Health Physics, 89(5): 471-484. 2005.
13. Klemic, G.A.; Bailey, P.D.; Miller, K.M.; Monetti, M.A. *External Dosimetry in the Aftermath of a Radiological Terrorist Event*. Radiat. Prot. Dosim. 120: 242-249. 2006.
14. Mora, J.C.; Robles, B.; Cancio, D. *Nuevos retos de la protección radiológica: dispositivos para la dispersión de la radiactividad*. Radioprotección N50, Vol 13: 23-29. 2006.
15. DOE/NRC. Interagency Working Group on RDD. *Radiological Dispersal Devices: An Initial Study to Identify Radioactive Materials of Greatest Concern and Approaches to their Tracking, Tagging and Disposition*. 2003.
16. Human Health Fact Sheet, Aragonne Nacional Laboratory, August 2005.
17. CSN. *Fusión de una fuente de cesio en la planta de producción de acero inoxidable de Acerinox en los Barrios (Cádiz)*, CSN, Madrid. 20 de julio 1998.
18. Vogt, P.J.; Pobanz, B.M.; Aluzzi, F.J.; Baskett, R.L.; Sullivan, T.J. *ARAC Simulation of the Algeciras, Spain Steel Mill Cs-137 Release*. American Nuclear Society Meeting, Washington DC, 1998.

**SPF**

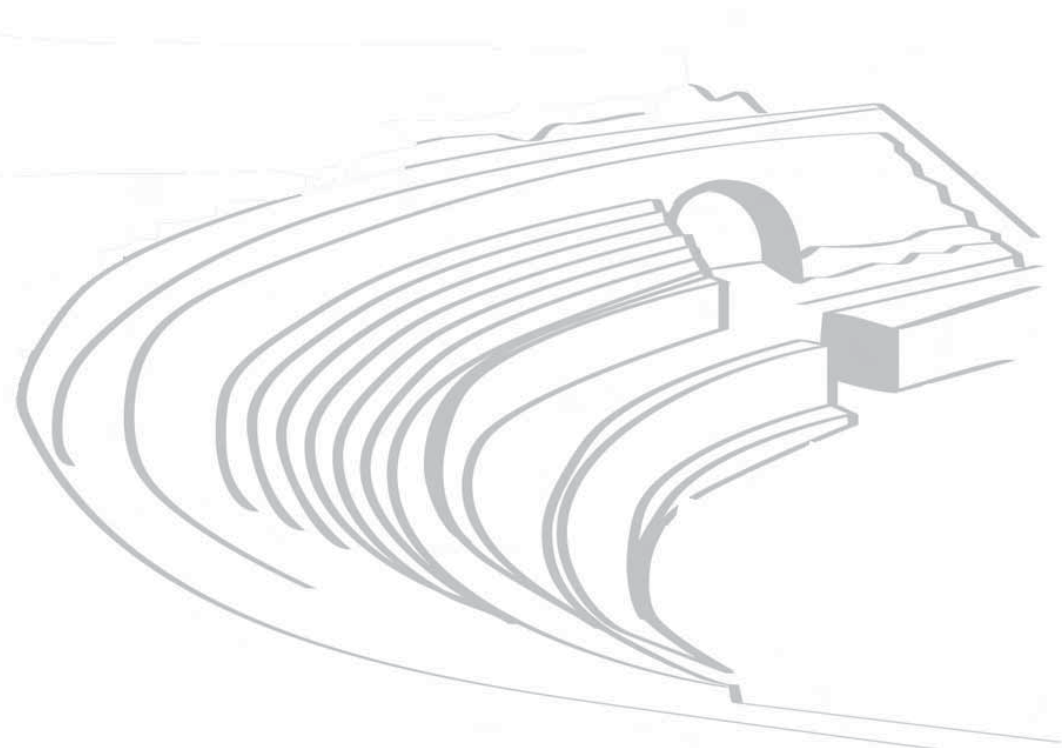
**PRESENTACIONES PÓSTER**

**PROTECCIÓN RADIOLÓGICA  
DEL PACIENTE Y OPERACIONAL  
EN RADIODIAGNOSTICO**

**Jueves 20 de septiembre de 2007**

**12:45 - 13:30**

Coordinadores: **Juan José Morant** (Universitat Rovira i Virgili)  
y **Pedro Ruiz** (Hospital Universitario Lozano Blesa)





# PROCEDIMIENTO DE AJUSTE DEL CONTROL AUTOMÁTICO DE LA EXPOSICIÓN EN SISTEMAS DE RADIOLOGÍA DIGITAL COMPUTARIZADA

J. J. Morant <sup>1</sup>, M. Chevalier <sup>2</sup>, M. Salvadó <sup>3</sup>, P. Morán <sup>2</sup>, M. López <sup>3</sup>

<sup>1</sup> Universitat Rovira i Virgili. Servei de Protecció Radiològica. <sup>2</sup> Universidad Complutense de Madrid. Facultat de Medicina. <sup>3</sup> Universitat Rovira i Virgili. Facultat de Medicina i Ciències de la Salut.

## INTRODUCCIÓN

El control automático de exposición (CAE) de los sistemas analógicos se ajusta para obtener un determinado valor de la densidad óptica en la película independientemente de las características del paciente y de los factores de exposición utilizados. La irrupción de los sistemas digitales obliga a modificar el ajuste de este dispositivo para adecuarlo a la respuesta en energía de los nuevos detectores de la imagen. Esto es especialmente importante en el caso de la radiografía computarizada (CR), por seguir operando con el mismo equipo de rayos X utilizado con los detectores convencionales. El amplio intervalo de exposiciones que admiten los detectores digitales, puede además originar valores de dosis excesivos asociados con imágenes que presentan una calidad similar. El ajuste o calibración del CAE ha de estar necesariamente ligado a la calidad de la imagen <sup>(1)</sup>. En este trabajo se evalúa la calibración del control automático de exposición utilizado para exploraciones de abdomen y pelvis analizando la relación calidad imagen-dosis.

## MATERIAL Y MÉTODO

El método utilizado consiste en el análisis de la relación calidad de imagen-dosis. Para ello se han obtenido imágenes del objeto de test de contraste-detalle (CDRAD 2.0, Artinis Medical Systems, Andelst, The Netherlands) con distintos valores de exposición o dosis cubriendo el intervalo de valores del índice de exposición (IE) dado por el fabricante.

El maniquí CDRAD se ha combinado con bloques de PMMA (30 x 30 x 18cm) con el fin de simular la atenuación y dispersión del haz de rayos X por un paciente estándar <sup>(2)</sup> (Figuras 1 y 2). Las exposiciones se han realizado con el equipo de rayos X General Electric, modelo Proteus XR/a y a la tensión clínica habitual (80 kVp).

Se han obtenido 5 imágenes analógicas con un conjunto pantalla-película AGFA Curix RP2 velocidad 400, procesadas en una reveladora AGFA COMPACT E.O.S. Se han utilizado los mAs determinados por el control automático de exposición (12.6 mAs) ajustado para obtener densidades ópticas en torno a 1,4.

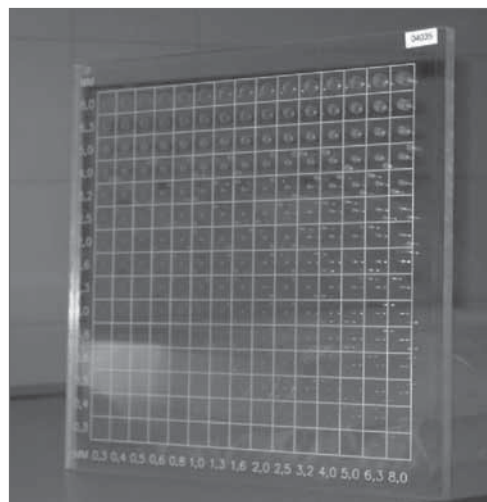


Figura 1. CDRAD 2.0.

Las imágenes digitales se han obtenido con un sistema CR de Kodak, DIRECTVIEW CR 950 seleccionando 9 valores de mAs que cubren el rango de IE recomendado por el fabricante (1800 – 2200). Se han adquirido 5 imágenes para cada valor de mAs (45 en total).

La calidad de las imágenes se ha evaluado en términos de la curva contraste-detalle y del índice de calidad IQFInv definido en el manual del objeto de test <sup>(3)</sup>.

Las imágenes digitales se han analizado mediante el programa CDRAD Analyser de Artinis Medical Systems, Andelst, The Netherlands, ajustado para presentar una sensibilidad similar a la de los observadores <sup>(4)</sup>. Para cada una de las cinco imágenes obtenidas con idéntica técnica, el programa ha determinado los objetos visualizados. Se ha considerado que un objeto es correctamente visualizado cuando se detecta en tres o más imágenes de las cinco obtenidas. A partir de la matriz obtenida se han aplicado las correcciones explicadas en el manual del programa de evaluación. Para automatizar ambos procesos se ha desarrollado un programa informático <sup>(5)</sup> que nos ha permitido obtener de forma rápida los valores de IQFInv y la curva contraste – detalle para cada una de las nueve técnicas radiográficas.





Figura 2. Disposición del maniquí.

Las imágenes analógicas han sido evaluadas por tres observadores siguiendo las instrucciones del manual del objeto de test<sup>(3)</sup>. Para reducir los errores estadísticos se han aplicado los mismos criterios que en el caso de las imágenes digitales. Los resultados gráficos y numéricos se han obtenido con la ayuda del programa<sup>(5)</sup>.

Para cada técnica se ha medido la dosis a la entrada del maniquí con retrodispersión y la dosis a la entrada del receptor de imagen utilizando una cámara de ionización Radcal 20X6-60 (Radcal Corp. Monrovia, CA). Para cada imagen digital se ha anotado el valor del índice de exposición (IE) indicado por el sistema.

Finalmente, y con el objetivo de analizar el efecto del procesado en la calidad de las imágenes, cada imagen digital se ha procesado simultáneamente en modo "PRUEBA" (imagen preprocesada o cruda) y en modo "ABDOMEN" (imagen procesada).

## RESULTADOS

Los resultados numéricos obtenidos se muestran en la siguiente tabla.

La pendiente de la curva IQFinv-dosis (Figura 4) disminuye al aumentar la carga del tubo tendiendo a una saturación a partir de ciertos valores de dosis. Esto in-

TÉCNICA	DOSIS ENTRADA MANIQUI (mGy)	DOSIS ENTRADA PLACA (microGy)	INDICE DE EXPOSICIÓN	IQFinv (1)	IQFinv (2)
<b>ANALÓGICO</b>	2,25	3,94	N/A	3,65	
<b>12.6 mAs</b>	2,25	3,94	1660	2,42	
<b>16 mAs</b>	2,85	4,98	1796	2,67	
<b>20 mAs</b>	3,57	6,24	1900	2,97	3,11
<b>25 mAs</b>	4,45	7,80	1982	3,31	3,51
<b>32 mAs</b>	5,70	9,98	2092	3,94	4,12
<b>40 mAs</b>	7,12	12,44	2190	4,41	
<b>50 mAs</b>	8,88	15,58	2278	4,72	
<b>64 mAs</b>	11,40	19,93	2372	5,03	
<b>80 mAs</b>	14,23	24,90	2468	5,19	

(1) imágenes procesadas en modo PRUEBA

(2) imágenes procesadas en modo ABDOMEN

Figura 3. Tabla de resultados

dica que a partir de un determinado valor de dosis (en nuestro caso, 6.4 mGy) para conseguir mejoras apreciables en la calidad de la imagen se precisan importantes incrementos de dosis.

El rango de funcionamiento recomendado por el fabricante va desde los 2,85 mGy hasta los 7,12 mGy, necesarios para obtener imágenes con un IE de 1796 y de 2190 respectivamente.

Para determinar el ajuste óptimo del CAE hemos tenido en cuenta que la dosis de entrada a paciente no debe superar los 10 mGy<sup>(6)</sup> y que la calidad de la imagen debe ser como mínimo similar a la obtenida con el siste-

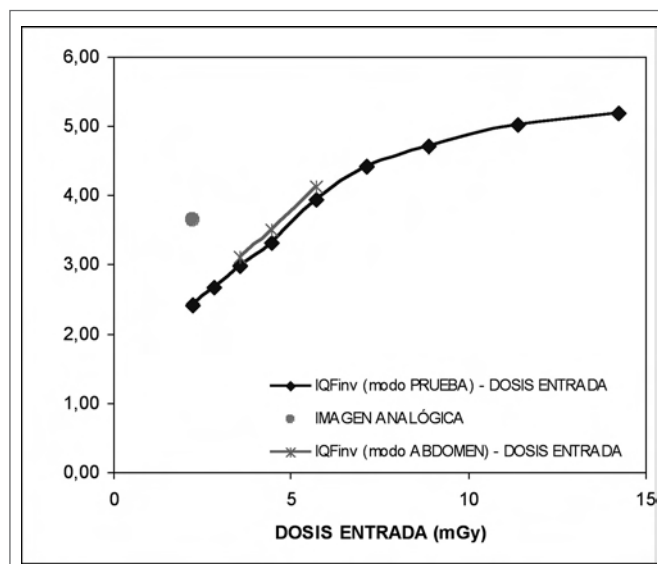


Figura 4. Gráfica IQFinv - dosis



ma analógico. Bajo estas asunciones, la comparación de las curvas contraste-detalle de la imagen analógica y de las imágenes digitales obtenidas a 20, 25 y 32 mAs (Figura 5), nos indica que el ajuste del CAE es óptimo cuando el IE es aproximadamente 2000. En concreto, utilizando 29 mAs se obtienen imágenes con un IE de 2037. Con este valor se consiguen además imágenes de calidad muy similar, e incluso ligeramente mayor que las analógicas y, por lo tanto, la mejor relación entre la calidad de imagen y la dosis. No obstante, hay que resaltar que las dosis en superficie al paciente son del orden de 2,25 mGy cuando se utiliza una combinación pantalla – película de velocidad 400, mientras que estos valores de dosis con las imágenes digitales obtenidas en el presente estudio son de 5,16 mGy. Este valor es similar al que se obtendría con una combinación pantalla – película de velocidad 200.

Finalmente, al comparar las curvas contraste – detalle de las imágenes digitales en modo PRUEBA y en modo ABDOMEN (Figura 6), observamos una disminución del umbral de contraste para los objetos de mayor diámetro.

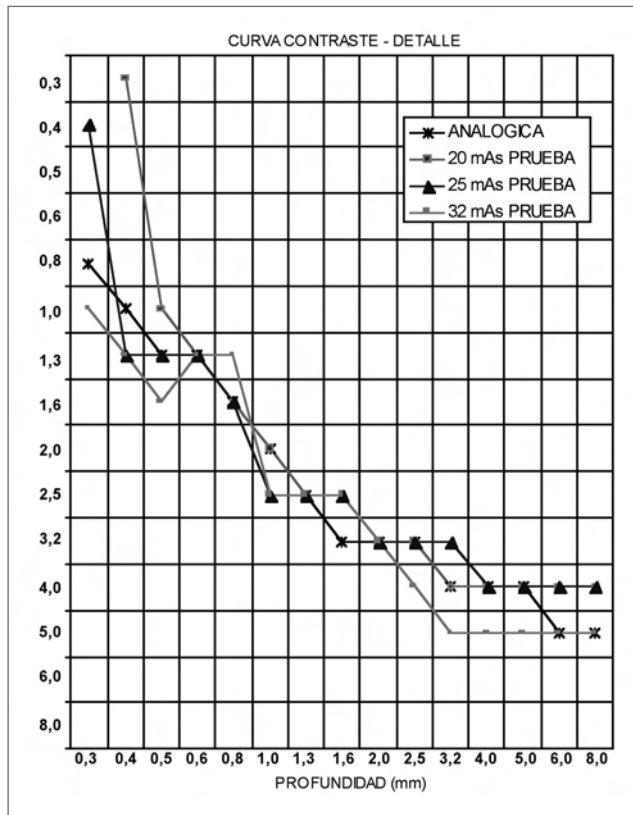


Figura 5. Curvas contraste – detalle

Sin embargo, los detalles más pequeños presentan un umbral similar. Desde el punto de vista del ajuste del CAE, es equivalente utilizar imágenes procesadas o imágenes crudas.

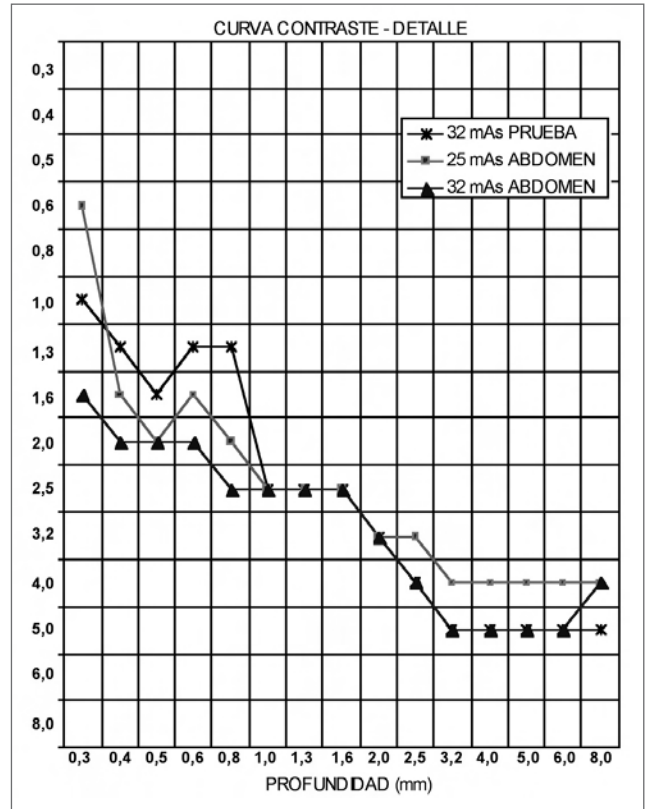


Figura 6. Curvas contraste – detalle con procesado en modo PRUEBA y en modo ABDOMEN

### CONCLUSIONES

Los resultados de este trabajo ponen de manifiesto la necesidad de evaluar el funcionamiento del CAE en el momento de la instalación del sistema CR. El método utilizado ha demostrado ser efectivo y, aunque laborioso, es útil para determinar los valores de referencia o de estado del sistema digital en el momento de su instalación.

Para obtener con el CR una calidad de imagen similar a la del sistema analógico es necesario prácticamente duplicar la dosis que se imparte con este

### REFERENCIAS

1. P Doyle and C J Martin. *Calibrating automatic exposure control devices for digital radiography*. Phys. Med. Biol. 51

(2006) 5475–5485.

2. *Standardized Methods of Measuring Diagnostic X-ray Exposures*. AAPM report NO.31
3. User manual CDRAD 2.0. 2002 Artinis Medical Systems B.V.
4. Manual CDRAD Analyser. Artinis Medical Systems B.V.
5. A Pascoal, C P Lawinski, I Honey and P Blake. *Evaluation of a software package for automated quality assessment of*

*contrast detail images—comparison with subjective visual assessment*. Phys. Med. Biol. 50 (2005) 5743–5757

6. J. J. Morant, M. Chevalier, P. Morán, M. Salvadó, M. López. *Desarrollo de un programa informático para la evaluación de la calidad de imagen utilizando el objeto de contraste – detalle CDRAD*. XI Congreso de la S.E.P.R.
7. Protocolo Español de Control de Calidad en Radiodiagnóstico.



SPF APRP-63

## DESARROLLO DE UN PROGRAMA INFORMÁTICO PARA LA EVALUACIÓN DE LA CALIDAD DE IMAGEN UTILIZANDO EL OBJETO DE CONTRASTE – DETALLE CDRAD

J. J. Morant <sup>1</sup>, M. Chevalier <sup>2</sup>, P. Morán <sup>2</sup>, M. Salvadó <sup>3</sup>, M. López<sup>3</sup>

<sup>1</sup> Universitat Rovira i Virgili. Servei de Protecció Radiològica. <sup>2</sup> Universidad Complutense de Madrid. Facultat de Medicina. <sup>3</sup> Universitat Rovira i Virgili. Facultat de Medicina i Ciències de la Salut.

### INTRODUCCIÓN

La tendencia actual para la evaluación de la calidad de imagen de los sistemas radiológicos digitales es utilizar maniqués contraste-detalle. En este sentido es cada vez más frecuente la utilización del maniqué CDRAD para radiología general y el CDMAM para mamografía. Ambos son comercializados por Artinis Medical Systems, Andelst, The Netherlands.

Uno de los principales inconvenientes de este tipo de maniqués es lo gravoso en tiempo y laborioso que resulta la valoración de las imágenes y la elaboración de los resultados. La utilización de los formularios propuestos en el manual del maniqué obliga a desacomodar constantemente la vista para marcar los objetos visualizados, lo que prolonga el tiempo de toma de datos. La necesidad de efectuar correcciones de los objetos visualizados para eliminar los errores estadísticos del observador y los debidos al ruido de las imágenes resulta una tarea laboriosa y metódica que precisa de una rigurosa atención.

Las operaciones matemáticas a aplicar para obtener resultados tratables estadísticamente suponen un importante esfuerzo que debe repetirse para cada imagen analizada.

Para minimizar estos procesos se han desarrollado códigos informáticos que analizan de forma automática las imágenes de estos maniqués (CDRAD Analyser y CDMAM Analyser (Artinis Medical Systems)) y que han demostrado ser ventajosos en cuanto a rapidez, objetividad y constancia en los criterios de decisión frente a las evaluaciones hechas por observadores humanos.

Además de su coste, el inconveniente de estos programas es el entorno poco útil de presentación de los resultados que dificulta su exportación y posterior tratamiento. Por otro lado, diversos estudios han puesto de manifiesto que su capacidad de detección es diferente al observador humano (5) lo que puede llevar a resultados de calidad de los sistemas de imagen no compatibles con su capacidad diagnóstica real.



En este trabajo se presenta un programa informático desarrollado en entorno Excel (Microsoft) cuyo objetivo es facilitar a los observadores la lectura, toma de datos y posterior análisis de las imágenes del maniquí CDRAD. Su diseño gráfico intuitivo proporciona un medio sencillo de comunicación entre el programa y el observador, quien fácilmente marca los objetos visualizados para que, de forma automática, se obtengan los parámetros que permiten cuantificar la calidad de las imágenes.

Aunque también se ha desarrollado un programa similar para su utilización con el maniquí CDMAM, por simplicidad y dada su similitud, únicamente describiremos detalladamente el que es de aplicación para el CDRAD.

**DESARROLLO**

El maniquí CDRAD (*Figura 1*) es una plancha de PMMA con una matriz de celdas en cada una de las cuáles se localizan dos objetos de test: uno en el centro y otro en una esquina aleatoria (a excepción de las dos primeras filas, en las que sólo existe un objeto por celda) consistentes en huecos de profundidad y diámetro definidos que determinan el contraste y el detalle de la imagen.

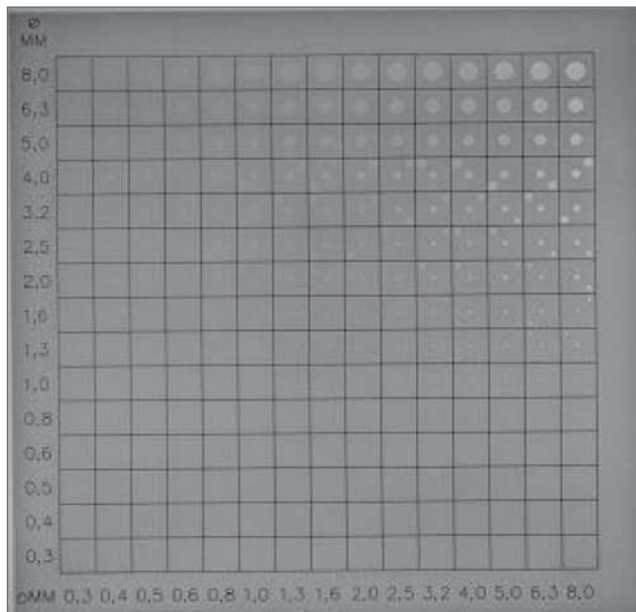


Figura 1. Imagen del maniquí CDRAD

Los objetos de test están ordenados en columnas de objetos del mismo contraste y filas de objetos de igual tamaño. El programa desarrollado presenta esta matriz en una hoja EXCEL (*Figura 2*) donde el observador marca la esquina en la que visualiza el objeto de test. Las celdas

cuyos objetos son localizados en una posición “acertada” por el observador son marcadas en color azul por el programa y los “no acertados” o no visualizados se quedan en blanco.

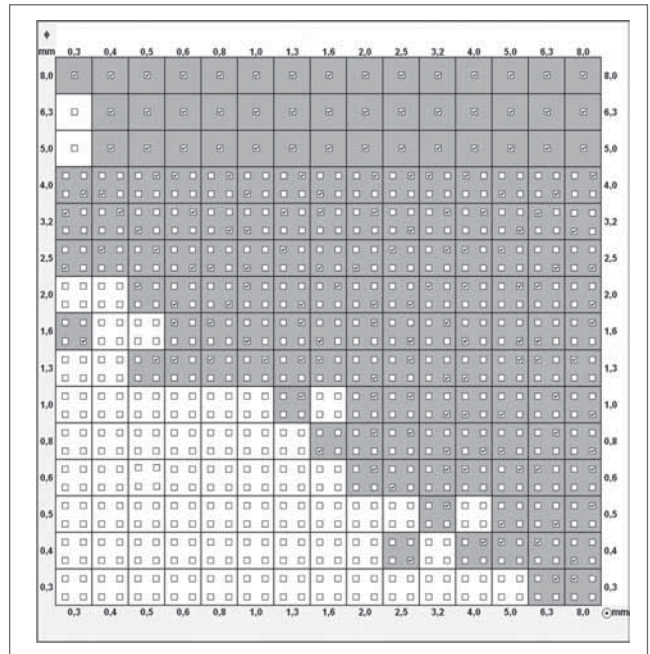


Figura 2. Matriz para marcar la posición de los objetos visualizados

De esta forma el programa genera una matriz inicial de objetos detectados como la mostrada en el figura 3 a la que le aplica un algoritmo de corrección para eliminar posibles errores aleatorios de acuerdo con los criterios definidos en el manual de instrucciones del programa de análisis automático del maniquí (2).

Este algoritmo consiste en dos correcciones que describimos a continuación.

Primeramente, tal y como lo hace el manual del maniquí, definimos como “no detectados” o “falsos” a aquellos objetos que o no han sido visualizados ni marcados o que han sido marcados erróneamente; celdas vecinas son aquellas que poseen uno de sus lados comunes.

**Corrección 1**

En el diagrama contraste – detalle inicial, se corrigen aquellos objetos no detectados, que pasan a serlo si sus cuatro vecinos han sido detectados (tres para el caso de que los objetos pertenezcan al borde de la matriz, y dos si son los de los vértices), obteniéndose la matriz mostrada en la *figura 4*.

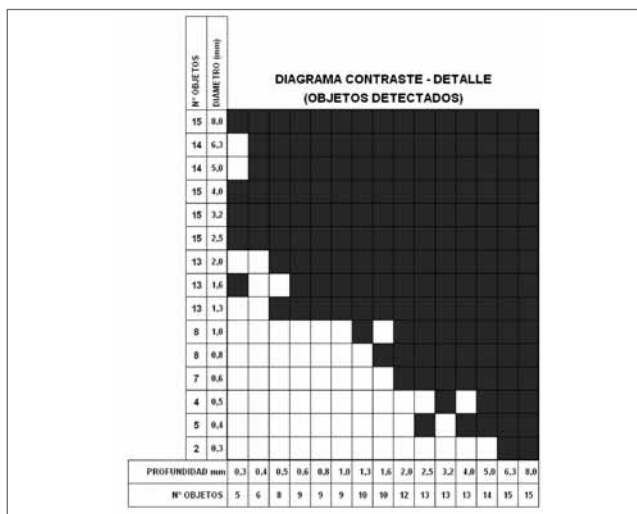


Figura 3. Matriz de objetos detectados

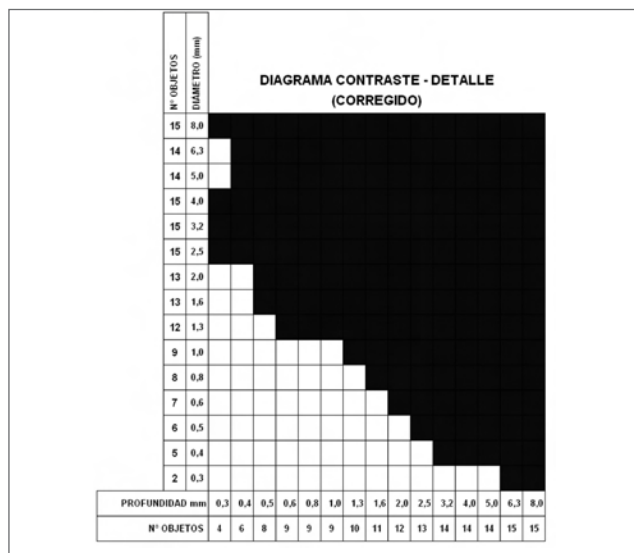


Figura 5. Matriz obtenida tras la primera y segunda corrección.

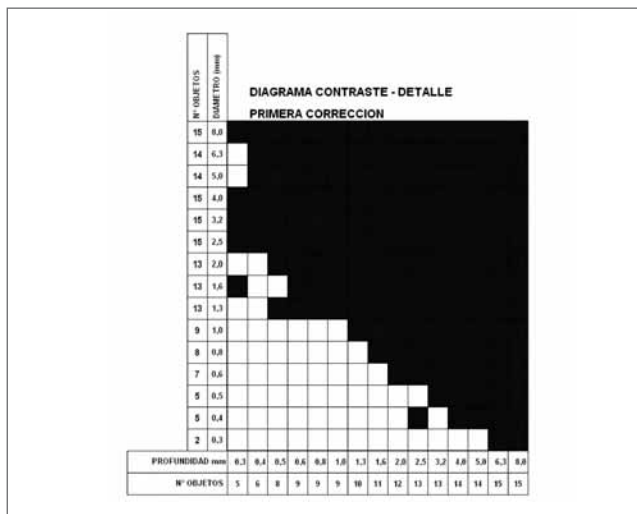


Figura 4. Matriz obtenida tras la primera corrección.

## Corrección 2

Finalmente, a la matriz resultante de la primera corrección, se le aplican los siguientes criterios:

- Una celda definida como “correcta”, permanecerá siéndolo si al menos dos vecinas también son correctas (una para las celdas de las esquinas); de lo contrario, será definida como “falsa”
- Una celda definida como “falsa” pasa a ser “correcta” si al menos tres vecinas son “correctas” (dos para las celdas de los vértices)

Tras esta segunda corrección se obtiene la matriz mostrada en la figura 5

Cabe puntualizar que mientras en el manual del programa de análisis automático del maniquí (2) vienen relacionadas y especificadas las dos correcciones descritas, en el manual del maniquí (1) tan sólo se describe la segunda, lo que da lugar a posibles resultados diferentes. Si queremos comparar los valores dados por el programa automático con los resultados obtenidos de forma visual, deberemos aplicar ambas correcciones, tal y como lo hace la hoja Excel desarrollada.

A partir de la matriz corregida se definen tres parámetros numéricos y la denominada curva contraste-detalle, que nos van a permitir cuantificar y comparar la calidad de diferentes imágenes

1) Proporción de observaciones correctas, definida como

$$\frac{\text{Nº DE CELDAS CORRECTAS}}{\text{Nº DE CELDAS TOTALES}} \times 100$$

2) Índice de calidad *IQF* (Image Quality Figure) calculado como:

$$IQF = \sum_{i=1}^{15} C_i \cdot D_{i,th}$$

donde  $D_{i,th}$  es el diámetro umbral correctamente visto de la columna  $i$  de contraste y  $C_i$  es la profundidad en milímetros de los huecos de la columna  $i$ .



Existen tres casos en los que  $D_{i,th}$  toma valores especiales:

- Para una columna en la que no se ha detectado ningún objeto correctamente, se considera que el diámetro más pequeño visible es 10 mm.
- Para una columna en la que se han detectado los 15 objetos correctamente, se considera que el diámetro más pequeño visible es 0,3 mm
- Para una columna en la que los objetos correctamente detectados no son continuos (p.ej. columna de profundidad 0,3 en la figura 5), se considera el diámetro umbral como el más pequeño antes de la discontinuidad (en la figura 5, el diámetro umbral de la primera columna, correspondiente a una profundidad de los objetos de 0.3 mm sería el de 8,0 mm y no el de 2.5mm).

3) Índice de calidad inverso  $IQFinv$  definido como:

$$IQFinv = \frac{100}{\sum_{i=1}^{15} C_i \cdot D_{i,th}}$$

que es más intuitivo que el  $IQF$  ya que su valor aumenta con la calidad de la imagen. El programa también lo calcula de forma automática.

**RESULTADOS**

En la figura 6 se muestran los resultados numéricos obtenidos para el análisis de una imagen tal y como los muestra el programa.

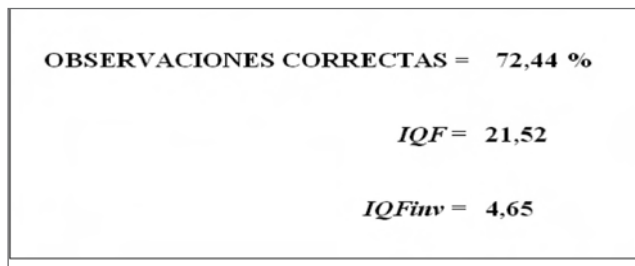


Figura 6. Resultados numéricos

En la figura 7 se muestra la curva contraste–detalle que el programa obtiene de unir los puntos del diagrama contraste-detalle utilizados para el cálculo del índice  $IQF$ .

Finalmente, el programa permite intercomparar en una misma hoja los resultados obtenidos de varias imágenes

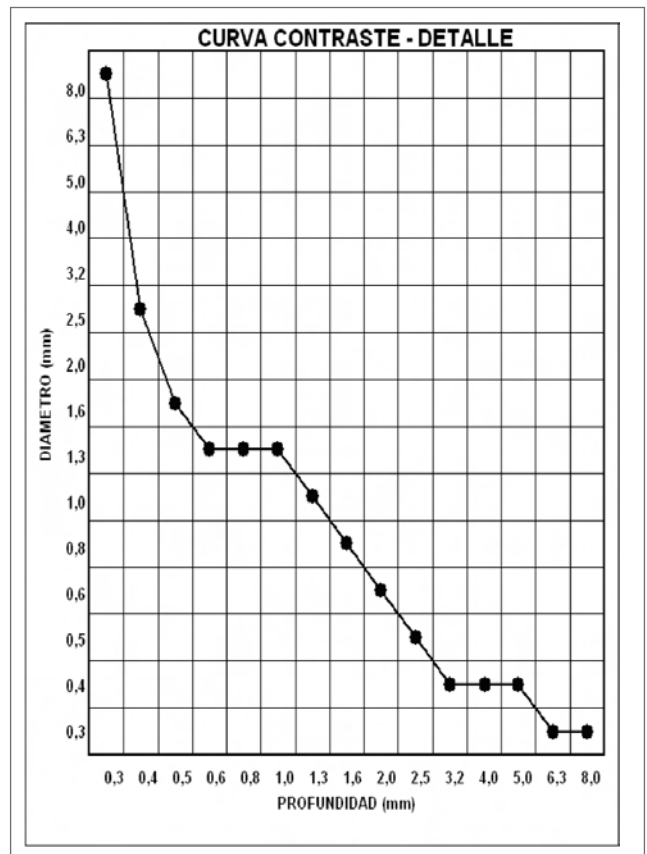


Figura 7. Curva contraste - detalle

para su tratamiento estadístico. Lo hemos utilizado para estudiar los resultados de cinco imágenes adquiridas bajo diferentes condiciones y contrastarlos con los obtenidos utilizando el programa de análisis automático del maniquí (Figuras 8 y 9).

	% OBSERVACIONES CORRECTAS	IQF	IQFinv
<b>ANALISIS 1</b>	72,44	21,52	4,65
<b>ANALISIS 2</b>	51,56	41,42	2,41
<b>ANALISIS 3</b>	44,89	50,43	1,98
<b>ANALISIS 4</b>	44,89	50,43	1,98
<b>ANALISIS 5</b>	51,56	41,06	2,44

Figura 8. Resultados numéricos de cinco observaciones

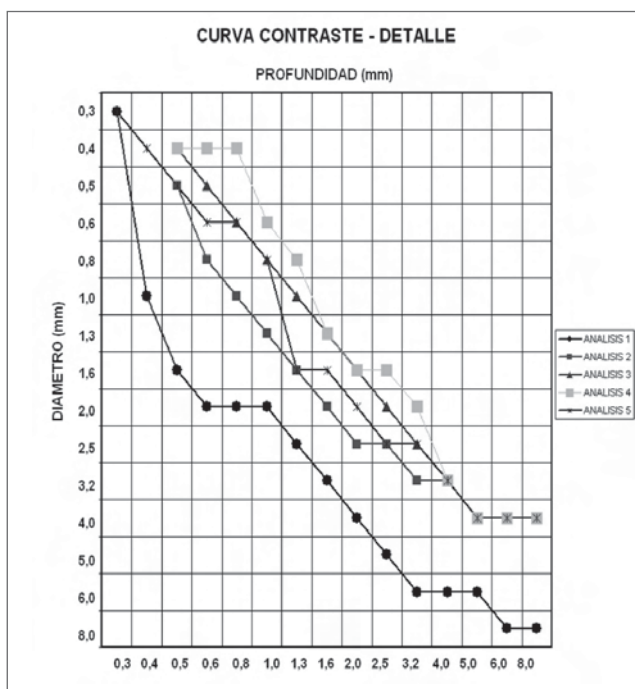


Figura 9. Curvas contraste – detalle de cinco observaciones

### CONCLUSIONES

Se han desarrollado sendos programas basados en el entorno Excel que de forma intuitiva y fácil permiten

obtener una valoración cuantitativa y gráfica de las imágenes obtenidas con los maniqués CDRAD y CDMAM. Los resultados proporcionados son reproducibles con el programa de análisis automático que el usuario puede adquirir independiente del maniqué.

### REFERENCIAS

1. User manual CDRAD 2.0. 2002 Artinis Medical Systems B.V.
2. Manual CDRAD Analyser. Artinis Medical Systems B.V.
3. Manual contrast-detail phantom Artinis CDMAM type 3.4. Artinis Medical Systems B.V.
4. Manual CDMAM Analyser. Artinis Medical Systems B.V.
5. A Pascoal, C P Lawinski, I Honey and P Blake. *Evaluation of a software package for automated quality assessment of contrast detail images—comparison with subjective visual assessment.* Phys. Med. Biol. 50 (2005) 5743–5757
6. Thijssen, M., Veldkamp, W., van Engen, R., Swinkels, M., Karssemeijer, N. and Hendriks,
7. J., IWDM 2000 report: *Comparison of the Detectability of Small Details in a Film-screen and a Digital Mammography System by the Imaging of a New CDMAM-phantom.* University Medical Centre Nijmegen, St. Radboud, The Netherlands, 2000.
8. Thijssen, M.A.O. 1993. *The Assessment and Control of Image Quality in Diagnostic Radiology.* Koninklijke bibliotheek, Den Haag, ISBN 90-9005666-1 (in Dutch)



**SPF APRP-64**

## INFLUENCIA DE LOS CAMBIOS PROPUESTOS POR LA ICRP EN LOS NUEVOS FACTORES DE PONDERACIÓN PARA EL CÁLCULO DE LA DOSIS EFECTIVA EN EXPLORACIONES DE TC

M. Salvadó <sup>1</sup>, A. Calzado <sup>2</sup>, M. López <sup>1</sup>, J. J. Morant <sup>3</sup>

<sup>1</sup> Universitat Rovira i Virgili. Facultat de Medicina i Ciències de la Salut. Reus, <sup>2</sup> Universidad Complutense de Madrid. Facultad de Medicina. Madrid, <sup>3</sup> Universitat Rovira i Virgili. Servei de Protecció Radiològica. Reus (Tarragona).

### INTRODUCCIÓN

Aunque los exámenes con tomografía computarizada (TC) representan menos del 10% del total de exámenes

con fines diagnósticos, la dosis de radiación que se imparte con ellos a los pacientes es, en general, significativamente más alta que la de los exámenes convenciona-



les con rayos X. Por ello, los estudios de TC representan con mucho la mayor fuente de exposición en radiodiagnóstico, contribuyendo hasta el 45% de la dosis efectiva colectiva<sup>1</sup>. Por otro lado, el incremento del número de equipos de TC en funcionamiento y de exámenes realizados con ellos, hace prever que este último porcentaje continuará aumentando en el futuro<sup>2</sup>.

En algunos casos, las dosis absorbidas en los distintos tejidos de los pacientes pueden aproximarse, o exceder, los niveles dosimétricos de referencia obtenidos en estudios epidemiológicos, implicando un incremento en la probabilidad de aparición de cáncer radioinducido<sup>3</sup>.

### LA DOSIS EFECTIVA Y SU EVOLUCIÓN

La dosis efectiva es un parámetro dosimétrico que refleja el riesgo asociado con exposiciones parciales o no uniformes del cuerpo en términos de exposición del cuerpo entero, lo que permite disponer de una estimación promedio de inducción de efectos estocásticos. Como es sabido, la dosis efectiva se calcula como la suma ponderada de las dosis equivalentes medias en distintos órganos o tejidos multiplicadas por el factor de ponderación del órgano considerado. Los factores de ponderación representan la contribución relativa de cada órgano al detrimento total producido por cualquier fuente de radiación ionizante. Tanto los órganos y tejidos de interés como sus factores de ponderación se han ido modificando paralelamente a los avances en el conocimiento de los efectos y de los riesgos asociados con la exposición a radiaciones ionizantes.

En el año 1976 se definieron los “factores de ponderación de los tejidos” que en 1978 dieron lugar a la “dosis equivalente efectiva”. La definición y el método de cálculo de esta magnitud fueron modificados en 1991, en el informe ICRP 60<sup>4</sup>, en el que se definió la magnitud “dosis efectiva”, utilizada actualmente.

Desde el año 2005 han aparecido sucesivos borradores proponiendo modificaciones en los factores de ponderación e introduciendo nuevos órganos para el cálculo de la dosis efectiva. El último de ellos, publicado en enero de 2007, aporta nuevos órganos o tejidos con factor de ponderación específico, nuevos órganos para ser incluidos en el resto y modificaciones en el valor del factor de ponderación de varios órganos<sup>3</sup>.

En la *tabla 1* se enumeran todos los órganos incluidos el cálculo de la dosis efectiva con sus valores asociados del factor de ponderación según la ICRP 60 y los propuestos en el último borrador (ICRPBorr).

### ESTIMACIÓN DE LA DOSIS EFECTIVA

El cálculo de la dosis efectiva requiere conocer las dosis equivalentes en los diferentes órganos o tejidos. Sin embargo, la determinación de la dosis equivalente media en estos órganos es problemática ya que su medida directa en pacientes no siempre es posible. Básicamente existen tres estrategias diferentes para abordar el problema: a) resolución de las ecuaciones de transporte de la radiación en la materia (la resolución analítica de las ecuaciones del Boltzmann suele ser muy complicada e incluso inviable si no se utilizan severas aproximaciones o geometría muy sencillas), b) cuantificación experimental en pacientes de las dosis impartidas a los órganos más superficiales (piel, cristalino, tiroides y testículos), o la estimación sobre maniqués antropomórficos de las dosis en los órganos y tejidos internos mediante dosímetros de termoluminiscencia u otros métodos y, finalmente, c) simulación a través del método de Montecarlo que, en el campo de las radiaciones ionizantes, hace uso de las distribuciones de probabilidad de las interacciones individuales para reproducir la trayectoria errática de las partículas.

*Tabla 1. Factores de ponderación de los diferentes órganos considerados en el documento ICRP 60 y en el último borrador.*

Órgano	ICRP 60	ICRP Borr
Gónadas	0,2	0,08
Médula ósea (roja)	0,12	0,12
Colon	0,12	0,12
Pulmón	0,12	0,12
Estómago	0,12	0,12
Vejiga	0,05	0,04
Mama	0,05	0,12
Hígado	0,05	0,04
Esófago	0,05	0,04
Tiroides	0,05	0,04
Piel	0,01	0,01
Superficie ósea	0,01	0,01
Cerebro		0,01
Glándulas salivares		0,01
Resto <sup>a</sup>	0,05	0,12

<sup>a</sup> Resto ICRP 60: adrenales, cerebro, intestino grueso superior, intestino delgado, riñones, músculos, páncreas, bazo, timo y útero.  
Resto ICRP Borr: adrenales, intestino delgado, riñones, músculos, páncreas, bazo, timo, útero (f), vesícula biliar, corazón, nódulos linfáticos, próstata (m), mucosa oral, región extratorácica.



## OBJETIVOS Y METODOLOGÍA

Nos proponemos estudiar las diferencias en las dosis equivalentes en órganos y en la dosis efectiva en los exámenes de TC del tronco de pacientes “típicos” o “medios” introducidas por las nuevas recomendaciones de la ICRP.

Los cálculos dosimétricos se han realizado simulando el transporte de la radiación mediante el método de Montecarlo en dos pacientes estándar representativos del hombre y la mujer adultos. A partir de las imágenes de TC de los pacientes, y tras un proceso de segmentación de los órganos, se han construido sendos “objetos divididos en voxels” (ODV) tridimensionales que han servido de base para realizar todas las simulaciones.

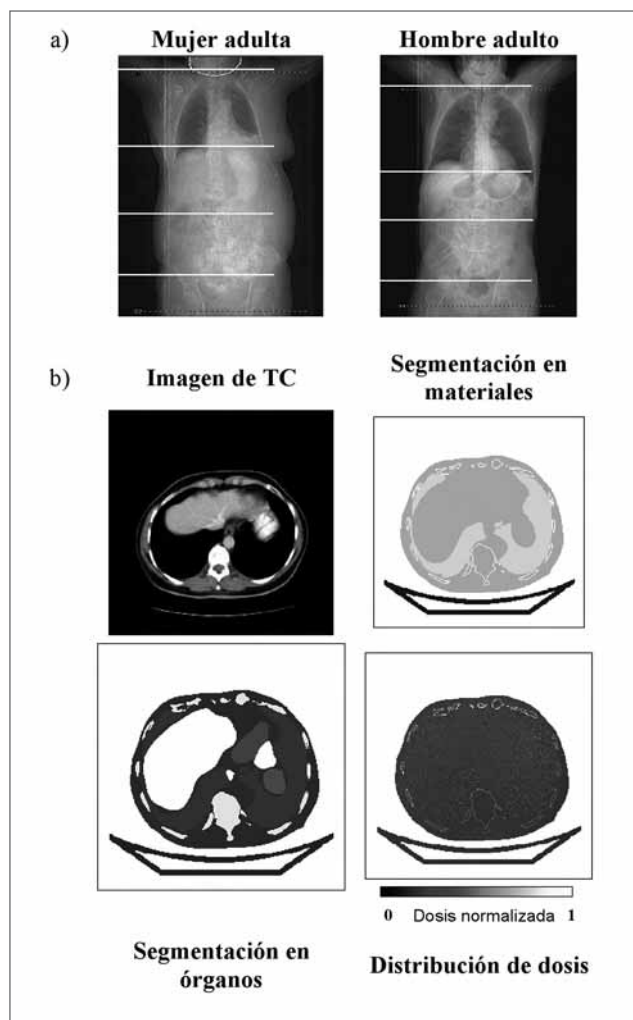
Se ha simulado el transporte de la radiación para los exámenes de TC empleando un programa de diseño y creación propios, previamente chequeado y validado<sup>5-7</sup>. El programa utiliza el código EGS4 y en las simulaciones hemos reproducido el haz de radiación y la geometría de un escáner de TC multicorte (TCMC), Aquilion 64CFX, de Toshiba, en dos pacientes estándar representativos del hombre y la mujer adultos. Se han simulado exámenes de TC del tórax, del abdomen, de la pelvis por separado, y una irradiación del cuerpo completo. El examen de tórax ha comprendido desde las clavículas hasta la base del pulmón (27 cm para el hombre, 24 cm para la mujer), el de abdomen abarca desde la base del pulmón hasta las crestas iliacas (14 y 17 cm, respectivamente) y el examen de pelvis, desde crestas iliacas hasta la parte superior del muslo de ambos pacientes adultos (22 cm y 18 cm, respectivamente).

### Preparación de las simulaciones

Para simular los exámenes de TC, los pacientes se han modelado a partir de sus propias imágenes de TC segmentadas en cinco materiales (aire, mesa de exploración, músculo, pulmón y hueso). Adicionalmente, también se han segmentado los órganos o tejidos con factor de ponderación enumerados en la *tabla 1*. Para llevar a cabo todas las segmentaciones se ha utilizado los programas ImageJ<sup>8</sup> y MatLab<sup>9</sup>. En la *Fig. 1a* se muestran las imágenes de planificación de los pacientes, indicando los planos extremos de la exploración. En la *Fig. 1b* se puede observar la secuencia del proceso de segmentación en materiales y órganos, así como la distribución de dosis obtenida mediante simulación.

Para realizar las simulaciones se han tenido en cuenta tanto las características que definen la geometría intrínseca del haz (tamaño efectivo del foco, distancia

foco-isocentro, filtración primaria, filtro de forma y la anchura del haz), como los parámetros relacionados con la técnica de adquisición de datos (el campo de visión, la colimación y sobreirradiación (*overbeaming*), el factor de paso, la extensión del examen y las rotaciones extra (*overranging*)), la atenuación de la mesa de exploración y la distribución espectral de los rayos X<sup>10</sup>. Los valores de los parámetros de adquisición se han tomado de protocolos de TC (120 kV, 100mAs, colimación total 32 mm (64 x 0,5 mm), foco fino de 0,9 mm x 0,8 mm, campo de visión, FOV, de 40 cm, factor de paso *pitch* = 1 y filtro de forma específico de cuerpo).



*Fig. 1. Imágenes de planificación del tronco de ambos pacientes (a), segmentación en materiales y en órganos a partir de las imágenes de TC, y obtención de la distribución de dosis (b). La escala de referencia se ha normalizado al valor máximo de dosis.*



En todos los casos la dosis efectiva se ha normalizado al índice de dosis de TC en volumen ( $CTDI_{vol}$ ), tanto para la dosis efectiva según el documento ICRP 60 ( $E_{ICRP60}/CTDI_{vol}$ ) como para el último borrador de recomendaciones ( $E_{ICRPBorr}/CTDI_{vol}$ ). Finalmente, se ha calculado la dosis equivalente media en todo el paciente ( $ADV_{cuerpo}$ ) impartida en cada una de las exploraciones como el cociente entre la energía absorbida en todo el cuerpo dividida entre la masa y se ha normalizado también al  $CTDI_{vol}$ .

Todas las simulaciones se han realizado en los ordenadores del Centre de Supercomputació de Catalunya (CESCA).

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los resultados obtenidos para los pacientes de ambos sexos para todas las magnitudes calculadas, las dosis efectivas por ambos métodos y la obtenida con la hoja de cálculo del ImPACT<sup>11</sup>, así como la ADV, para las áreas anatómicas consideradas, se han indicado en la tabla 2. Las diferencias relativas en la dosis efectiva en zonas del tronco calculadas por ambos métodos oscilan entre el +8 y el -34% para la mujer y entre el +21 y -23% para el hombre. Las dosis efectivas calculadas con la hoja del ImPACT son similares o inferiores a las calculadas en este trabajo. Los valores de la ADV son similares a los de la ICRP 60 para el hombre, pero oscilan en relación con los de la mujer en las diferentes áreas anatómicas.

Tabla 2. Valores calculados para la dosis efectiva (normalizados al  $CTDI_{vol}$ ) con los factores de ponderación del documento ICRP 60, del último borrador y diferencia porcentual entre ambos. También se muestra la dosis equivalente media en todo el cuerpo y los valores obtenidos con la hoja de cálculo del ImPACT, simulando las distintas irradiaciones en hombres y mujeres.

		$\frac{E_{ICRP60}}{CTDI_{vol}}$	$\frac{E_{ICRPBorr}}{CTDI_{vol}}$	$\Delta^a$ (%)	$\frac{ADV_{Cuerpo}}{CTDI_{vol}}$	$\frac{E_{ImPACT}}{CTDI_{vol}}$
Mujer adulto típico	Tórax	0,76	0,92	21	0,54	0,45
	Abdomen	0,37	0,40	8	0,37	0,30
	Pelvis	0,42	0,28	-34	0,33	0,45
	Cuerpo	1,6	1,7	1	1,8	1,4
Hombre adulto típico	Tórax	0,73	0,88	21	0,50	0,45
	Abdomen	0,29	0,34	16	0,30	0,28
	Pelvis	0,39	0,30	-23	0,40	0,25
	Cuerpo	1,8	1,7	-6	1,7	1,5

Las diferencias relativamente grandes en los valores propuestos para los factores de ponderación de las mamas (desde 0,05 a 0,12) y de las gónadas (desde 0,20

hasta 0,08) explican en buena parte las diferencias encontradas en la dosis efectiva en los exámenes de tórax para hombres y mujeres y también la disminución tan abrupta de la dosis efectiva en los exámenes de pelvis en el caso de la mujer. En los hombres, las diferencias en general son más suaves, con una disminución sensible, aunque menor que la correspondiente para las mujeres, de la dosis efectiva en pelvis. Cuando se simula el examen de cuerpo entero hay un efecto de compensación entre el incremento en el tórax y la bajada en la pelvis, con lo que la dosis efectiva para ambos pacientes, hombre y mujer, apenas cambia al utilizar los diferentes factores de ponderación. La similitud de los valores de ADV y de las dosis efectivas en el cuerpo entero es plenamente congruente con la definición de dosis efectiva.

Las diferencias encontradas en algunas áreas anatómicas, especialmente en tórax para la mujer y el hombre, entre nuestros valores y los valores obtenidos con la hoja del ImPACT, no son fáciles de explicar, aunque ya han sido encontradas en trabajos previos en los que las dosis calculadas en órganos, y por lo tanto, las dosis efectivas, mostraban una tendencia similar a la encontrada aquí<sup>12</sup>.

Aparte de las causas ya reseñadas que han dado lugar a variaciones relevantes en los exámenes localizados en tórax y pelvis, la introducción de nuevos órganos o tejidos en el cómputo de la dosis efectiva, así como el cambio en el valor del factor de ponderación para el resto (de 0,05 hasta 0,12) no parece haber influido decisivamente en las diferencias encontradas al calcular con las nuevas recomendaciones, probablemente debido a que las irradiaciones tan localizadas en TC casi siempre provocan la aplicación del caso especial en el que un órgano del resto recoge la mitad del factor de ponderación.

En algunos casos, especialmente en el examen de abdomen y en menor medida en el de la pelvis, los valores de ADV pueden servir como estimación primaria para la dosis efectiva y son fáciles de computar y calcular mediante el programa de simulación.

## CONCLUSIONES

Mediante el método de Montecarlo se han simulado exámenes de TC del tórax, el abdomen, la pelvis y el cuerpo entero de dos pacientes adultos de morfología estándar con el fin de estimar las dosis absorbidas en distintos órganos y tejidos.

Se han comparado los valores de la dosis efectiva obtenidos con los factores de ponderación relacionados en la normativa vigente (ICRP 60) con la obtenida aplicando

los factores de ponderación para órganos y tejidos propuestos en el último borrador de la ICRP.

Al simular irradiaciones del tórax y la pelvis, tanto para hombres como para mujeres, los valores obtenidos muestran variaciones relativamente elevadas, siendo máximas para la irradiación de pelvis en las mujeres. Sin embargo, estas variaciones en ningún caso son tan extremas como para observar cambios significativos en la evaluación de los riesgos asociados con las exposiciones.

## AGRADECIMIENTOS

A Wouter Veldkamp y Raoul Joemai del Leiden University Medical Center por la segmentación de los órganos de los pacientes adultos.

## REFERENCIAS

1. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR). *Report to the General Assembly, with Scientific Annexes*. UN Sales publication E.OO.IX3. New York, 2000.
2. Golding SJ, Shrimpton PC. Radiation dose in CT: are we meeting the challenge? *Brit J Radiol* 2002;75:1-4.
3. International Commission on Radiological Protection. New draft report for consultation: Radiological protection in medicine.
4. *International Commission on Radiological Protection. Recommendations of the ICRP*. Pergamon Press. 1991; Publication 60.
5. Salvadó M, López M, Morant JJ, Calzado A. *Monte Carlo calculations of radiation dose in CT examinations using phantom and patient tomographic models*. *Radiation Protection Dosimetry*. 2005;114(1-3):364-368.
6. Geleijns J, Salvadó M, Veldkamp W, López M, Calzado A. *Quantitative assessment of selective in-plane shielding of tissues in computed tomography through evaluation of absorbed dose and image quality*. *European Radiology*. 2006;DOI 10.1007/s00330-006-0217-2.
7. Salvadó M, Calzado A, López M, Morant JJ. *Influencia del peso y la constitución del paciente adulto en las dosis impartidas. Comparación entre dos equipos de tomografía computarizada multicorte*. Libro de publicaciones del 11 Congreso Nacional de la Sociedad Española de Protección Radiológica. Tarragona 2007.
8. ImageJ. *Image processing and analysis in Java*. Disponible en: <http://rsb.info.nih.gov/ij/>
9. MatLab, The MathWorks Inc., Novi, MI, U.S.A.
10. The Institute of Physics and Engineering in Medicine IPEM. *Catalogue of Diagnostic X-Ray Spectra and other Data*. 1997; Report 78.
11. Imaging Performance Assessment of CT (ImPACT). *CT Patient Dosimetry Calculator*, version 0.99x. 20/01/06. (<http://www.impactscan.org/index.htm>).
12. Jarry G, DeMarco JJ, Beifuss U, Cagnon CH, McNitt-Gray MF. *A Monte Carlo-based method to estimate radiation dose from spiral CT: from phantom testing to patient-specific models*. *Phys Med Biol* 2003;48:2645-2663.



SPF APRP-65

# INFLUENCIA DEL PESO Y LA CONSTITUCIÓN DEL PACIENTE ADULTO EN LAS DOSIS IMPARTIDAS. COMPARACIÓN ENTRE DOS EQUIPOS DE TOMOGRAFÍA COMPUTARIZADA MULTICORTE

M. Salvadó <sup>1</sup>, A. Calzado <sup>2</sup>, M. López <sup>1</sup>, J. J. Morant <sup>3</sup>

<sup>1</sup> Universitat Rovira i Virgili. Facultat de Medicina i Ciències de la Salut. Reus, <sup>2</sup> Universidad Complutense de Madrid. Facultat de Medicina, <sup>3</sup> Universitat Rovira i Virgili. Servei de Protecció Radiològica. Reus

## INTRODUCCIÓN

La tomografía computarizada (TC) contribuye entre un 34% y más del 40% a la dosis impartida a los pacientes

en exámenes radiológicos en países de diferente nivel sanitario<sup>1</sup>. En general, tanto el número de equipos instalados como el de indicaciones de esta técnica con los



nuevos modelos multicorte han aumentado y todo hace prever que estos porcentajes continúen aumentando en el futuro<sup>2</sup>.

Sería deseable disponer de métodos que permitan una estimación realista de las dosis impartidas a los pacientes, tanto para las actuales aplicaciones como para otras de acceso en los equipos de última generación. Muchos de estos escáneres incorporan ciertas características (mayor apertura del haz en el eje longitudinal, rotaciones extra, efecto penumbra, sistemas de modulación automática de intensidad) que pueden afectar a la dosis que reciben los pacientes, en particular si son de diferente morfología.

Uno de los métodos más comúnmente utilizados para este fin es la simulación de los exámenes en maniqués físicos o matemáticos que representan al paciente medio. Recientemente se utilizan con cierta frecuencia "objetos divididos en *voxels*" (ODV) construidos a partir de imágenes digitales de TC o de resonancia magnética, ya que representan la anatomía humana de manera mucho más precisa que los maniqués matemáticos antropomórficos<sup>3</sup>.

En el presente trabajo se han calculado mediante simulaciones basadas en el método de Montecarlo, las dosis en maniqués y pacientes de diferente morfología y se ha analizado sus diferencias para dos modelos distintos de escáner de TC multicorte (de 16 y 64 hileras de detectores, respectivamente) de la misma marca.

## MATERIAL Y MÉTODOS

Para realizar el estudio hemos utilizado un método de cálculo, validado previamente<sup>4,5</sup>. La simulación del transporte de la radiación a través de los ODV se basa en el empleo del código EGS46, en particular hemos utilizado una versión adaptada especialmente para fotones de baja energía<sup>7</sup>. Los cálculos se han desarrollado en dos etapas: una, de adaptación del programa a la geometría y condiciones propias del equipo para cuya verificación se han comparado los valores de dosis medidos y calculados sobre maniqués normalizados de TC; y otra, en la que se ha aplicado el programa ya verificado a los ODV de un maniqué antropomórfico y de 6 pacientes de diferente morfología.

La simulación del transporte de los fotones incluye los procesos relevantes en el rango de energías propio de los haces de los equipos de TC: la dispersión coherente (Rayleigh), la dispersión incoherente (Compton) y el efecto fotoeléctrico (creación de fotones fluorescentes o electrones Auger). El transporte de las partículas se ha

realizado hasta que los fotones alcanzan una energía de corte de 5 keV y de 30 keV para los electrones secundarios producidos en cada interacción fotoeléctrica.

### *Simulación del equipo de TC*

Se han simulado dos equipos de TC multicorte, el Aquilion 16 CFX (Equipo 1) y el Aquilion 64 CFX (Equipo 2), ambos de Toshiba. Para reproducir lo más fielmente posible el funcionamiento de los dos escáneres simulados, se han tenido en cuenta tanto las características que definen la geometría intrínseca del haz (tamaño efectivo del foco, ángulo del ánodo, penumbra, distancia foco-isocentro, filtración primaria, filtro de forma y la anchura del haz), como los parámetros relacionados con la técnica de adquisición de datos (el campo de visión, la colimación y sobreirradiación (*overbeaming*), el factor de paso, la extensión del examen y las rotaciones extra (*overranging*)), la atenuación de la mesa de exploración y la distribución espectral de los rayos X usando un catálogo espectral<sup>8</sup>.

En primer lugar, el haz simulado es colimado y seguidamente atenuado por el filtro de forma, que reproduce la forma geométrica y la composición obtenida a partir de las medidas de atenuación relativa y de la información facilitada por el fabricante, respectivamente<sup>9</sup>. Todas las simulaciones han sido efectuadas escogiendo un valor de la colimación preseleccionada del haz de 32 mm, (16 x 2,0 mm para el Equipo 1 y 64 x 0,5 mm para el Equipo 2); de 120 kVp para la tensión; de 100 mAs para la carga del tubo; un campo de exploración (FOV) de 40 cm y un factor de paso (*pitch*) de 1.

### *Maniqués, pacientes y ODV*

Para construir los ODV se han transformado las propias imágenes de TC del maniqué dosimétrico, del maniqué antropomórfico Rando y de los 6 pacientes, 3 hombres y 3 mujeres, representativos de las distintas características morfológicas: "delgado", "típico", y "grueso".

El maniqué dosimétrico cilíndrico de polimetilmetacrilato (PMMA) de sección circular de 32 cm de diámetro, ha servido para comparar los valores medidos con los obtenidos mediante simulación, garantizando la fiabilidad de los resultados obtenidos mediante nuestro método de simulación. Este maniqué dosimétrico dispone de 5 cavidades, 1 en el centro y 4 en la periferia, especialmente diseñadas para acoplar la cámara de ionización de 10 cm de longitud (modelo 20x5-3, utilizada con el electrómetro modelo 2026, Radcal, Monrovia, CA), permitiendo obtener las medidas de dosis en el centro y en la periferia del maniqué a partir de los cuales se puede

calcular el índice ponderado de dosis de TC de referencia ( $CTDI_w$ )<sup>10</sup>.

Adicionalmente, las imágenes del maniquí Rando y de los seis pacientes han servido para construir los ODV sobre los que se han realizado simulaciones reproduciendo las irradiaciones específicas de exámenes de tórax, abdomen y pelvis. El examen de tórax ha comprendido desde las clavículas hasta la base del pulmón, el de abdomen ha abarcado desde la base del pulmón hasta las crestas ilíacas y, para el examen de pelvis se ha barrido desde las crestas ilíacas hasta la parte superior del muslo. El valor inicial del número de rodaja se ha fijado en las clavículas para el tórax, en las crestas ilíacas para el abdomen, y en la cabeza del fémur para el examen de pelvis. Los números de rodaja decrecen a lo largo de la dirección cráneo-caudal.

Para construir los ODV cada imagen axial del paciente o del maniquí se ha reducido a una matriz de 256 x 256 píxeles y se ha realizado una segmentación distinguiendo cinco materiales: aire, mesa de exploración, músculo, pulmón y hueso. Para esos materiales, se han calculado los coeficientes de atenuación a partir de las propiedades físico-químicas establecidas en la ICRU 46<sup>11</sup>. Posteriormente, todas las imágenes axiales de 1 cm de grosor, se han apilado a lo largo del eje Z obteniendo una matriz tridimensional donde cada elemento de esta matriz indica el material del voxel que representa.

#### Simulaciones

Se han llevado a cabo dos tipos de simulaciones para reproducir el funcionamiento del equipo de TC: en la primera se ha modelado una única irradiación axial posicionada en el plano axial de simetría longitudinal (eje Z) del maniquí dosimétrico con el fin de reproducir los valores medidos para el  $CTDI$  y, en la segunda, se han realizado irradiaciones helicoidales cubriendo los distintos volúmenes ya descritos de los pacientes y del maniquí antropomórfico. Las magnitudes dosimétricas que hemos utilizado para establecer las comparaciones han sido: el  $CTDI_{100}$  en el centro y en la periferia del maniquí dosimétrico circular, el índice ponderado de dosis ( $CTDI_w$ ), la dosis promedio en cada corte axial de 1 cm de grosor (ADS) y la dosis promedio en todo el volumen irradiado (ADV). Todas estas magnitudes se han normalizado con el índice de dosis de TC en volumen ( $CTDI_{vol}$ )<sup>12</sup> para minimizar la dependencia con los parámetros particulares de adquisición y la geometría del escáner.

Las simulaciones se han realizado reproduciendo  $3 \cdot 10^6$  historias por cada rotación del tubo de rayos X, obteniendo un error estándar para la ADS < 0.5% cuando el

corte es directamente irradiado y ~1% si es únicamente afectado por la radiación dispersa. Todas las simulaciones se han realizado en los ordenadores del Centre de Supercomputació de Catalunya (CESCA).

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

### Validación inicial

La comparación entre los valores calculados mediante simulación y medidos del  $CTDI_{100}$  en cada una de las cinco cavidades del maniquí dosimétrico muestra diferencias inferiores al 4% en valor absoluto. Estas pequeñas diferencias son aceptables, teniendo en cuenta que las incertidumbres asociadas (una desviación estándar) al proceso de medida del  $CTDI_{100}$  han estado alrededor del 3% y que las incertidumbres estadísticas de los valores obtenidos mediante simulación han sido menores que el 2%.

Los resultados obtenidos al calcular el valor del  $CTDI_w$  (ver *tabla 1*) muestran diferencias mucho menores, inferiores al 0,5% para el Equipo 1.

*Tabla 1. Valores medidos y calculados del índice  $CTDI_w$  y de la ADV para el maniquí dosimétrico de cuerpo.*

	Equipo 1	Equipo 2
<b><math>CTDI_w</math> medido (mGy)</b>	10,5	12,3
<b><math>CTDI_w</math> calculado (mGy)</b>	10,6	12,3
<b>ADV<sup>a</sup> (mGy)</b>	10,8	12,5

<sup>a</sup> Dosis promedio en la sección axial central a lo largo de 10 cm

Además, el valor calculado de la ADV a lo largo de 10 cm del maniquí muestra una diferencia inferior al 3% respecto al valor medido del  $CTDI_w$ , que puede considerarse aceptable, teniendo en cuenta que el  $CTDI_w$  es una estimación aproximada de la dosis promedio en el volumen considerado.

### Maniquí antropomórfico y pacientes

Los valores calculados mediante la simulación de la ADS y normalizados al  $CTDI_{vol}$  para los exámenes de tórax, abdomen y pelvis en el maniquí antropomórfico y en los seis pacientes adultos con el Equipo 2, se muestran en la *Figs. 1a, 1b y 1c*, respectivamente. Se pueden observar las diferencias entre los valores de la ADS normalizada estimada mediante simulación para el maniquí antropomórfico y para cada uno de los pacien-



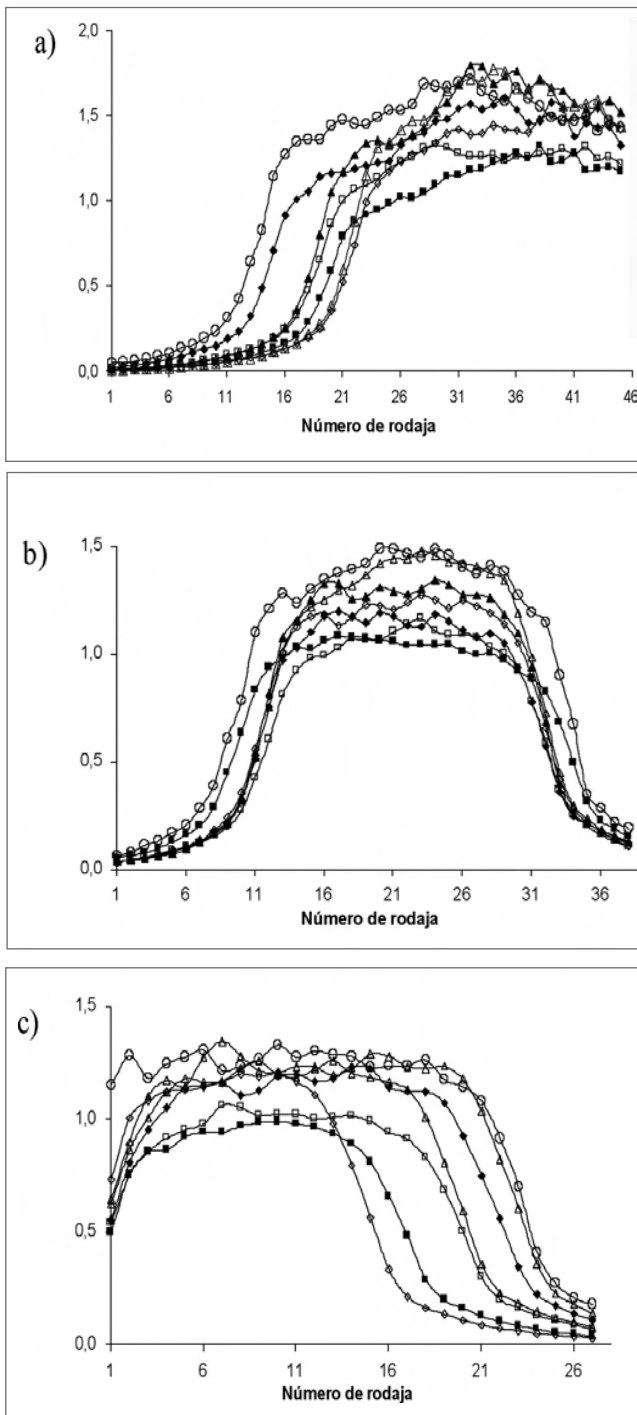


Fig. 1. Valores de la ADS (normalizados al  $CTDI_{vol}$ ) obtenidos al simular exámenes de TC de tórax (a), abdomen (b) y pelvis (c) usando 120 kV. Las diferentes marcas representan respectivamente: Rando, hombre delgado, hombre estándar, hombre grueso,  $\Delta$  mujer delgada, mujer estándar, y mujer gruesa. La línea entre los puntos ha sido añadida para facilitar la visión.

tes con distinta morfologías, en cada una de las regiones anatómicas irradiadas, o para las distintas longitudes barridas en función de las áreas exploradas. El cociente  $ADS/CTDI_{vol}$  muestra valores  $>1$  para todos los cortes directamente irradiados en el tórax y el abdomen, con valores ligeramente inferiores en la zona pélvica. En muchos casos este valor es próximo o superior a 1,5, especialmente en la irradiación de tórax. Por consiguiente, se produce una desviación sistemática en la valoración de la dosis si se toman como referencia los valores obtenidos en el maniquí de PMMA o en el maniquí antropomórfico, por lo que se debería prestar especial atención a la geometría real del paciente en la selección de las técnicas utilizadas. Así, los valores de la ADS, al ser más representativos de la dosis promedio real, pueden ser una herramienta más precisa para realizar estimaciones de dosis que los valores obtenidos a partir del  $CTDI_{vol}$ .

Las diferencias de tamaño y longitud en los ODV implican diferencias en la masa de la zona considerada y en consecuencia, como cabía esperar, una relación inversa entre la ADV y el tamaño del área explorada, como se observa en la *tabla 2*.

	ADV Tórax	ADV Abdomen	ADV Pelvis
<b>Maniquí Rando</b>	18,9	16,7	15,3
<b>Delgado</b>	18,8	15,8	13,9
<b>Típico</b>	17,2	14,1	12,8
<b>Grueso</b>	14,0	12,5	10,5
<b>Delgada</b>	17,8	16,9	13,3
<b>Típica</b>	16,5	14,6	12,8
<b>Gruesa</b>	15,2	13,2	11,1

Tabla 2. Valores de la dosis promedio impartida en el volumen directamente irradiado (ADV, en  $mGy/100$  mAs) para cada una de las exploraciones y pacientes considerados.

Los valores obtenidos para la mujer y el hombre delgado son similares a los obtenidos para el maniquí antropomórfico Rando. En general, la relación entre el tamaño del volumen irradiado con el valor de la ADV se puede atribuir básicamente a las diferencias en la sección axial de cada paciente, ya que la influencia de la longitud explorada es despreciable. La relación entre los valores de ADS de los pacientes “delgado” y “grueso” con los del “típico” varía a lo largo del eje z. Los valores máximos y mínimos de ambos cocientes se muestran en la *tabla 3*.

Las diferencias dosimétricas observadas entre los pa-

		ADS/ADS <sub>Típico</sub>		
		Tórax	Abdomen	Pelvis
Hombre	Delgado	1,24	1,18	1,16
	Grueso	0,74	0,88	0,81
Mujer	Delgada	1,62	1,19	1,06
	Gruesa	0,80	0,82	0,82

Tabla 3. Valores extremos de la ADS normalizados a los valores obtenidos para el paciente "típico"

cientes para una misma técnica de exploración, confirman la necesidad de seleccionar adecuadamente los parámetros de las exploraciones en función del paciente considerado. En esta línea, la adquisición con modulación automática de la intensidad del tubo, de la que disponen ambos equipos, es una herramienta útil para adaptar la dosis impartida a la masa corporal del paciente.

## CONCLUSIONES

Se ha usado un programa de elaboración propia que emplea el método de Montecarlo para estimar las dosis de radiación impartidas en exploraciones de TC utilizando los ODV para modelar las características propias de los maniqués o pacientes. Estos modelos pueden ser empleados para comparar las dosis estimadas por diferentes métodos y realizar estimaciones de dosis más realistas al reproducir las características morfológicas propias de cada paciente.

Como conclusión general, nuestro método de simulación ha sido útil para el análisis de las distribuciones de dosis en las distintas exploraciones de tronco y por lo tanto para la optimización de la práctica de TC.

## REFERENCIAS

1. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR). *Report to the General Assembly, with Scientific Annexes*. UN Sales publication E.00.IX3. New York: United Nations, 2000.
2. Golding SJ, Shrimpton PC. *Radiation dose in CT: are we meeting the challenge?* Brit J Radiol 2002;75:1-4.
3. Kramer R, Viera, JW, Khoury HJ, Lima FRA, Fuele D. *All about MAX: a male adult voxel phantom for Monte Carlo calculations in radiation protection dosimetry*. Phys. Med. Biol 2003;48:1239-1262.
4. Salvadó M, López M, Morant JJ, Calzado A. *Monte Carlo calculations of radiation dose in CT examinations using phantom and patient tomographic models*. Radiation Protection Dosimetry. 2005;114(1-3):364-368.
5. Geleijns J, Salvadó M, Veldkamp W, López M, Calzado A. *Quantitative assessment of selective in-plane shielding of tissues in computed tomography through evaluation of absorbed dose and image quality*. European Radiology. 2006;DOI 10.1007/s00330-006-0217-2.
6. Nelson WR, Hirayama H, Rogers DWO. *The EGS4 Code System*. Stanford Linear Accelerator Center. 1985; Report SLAC-265.
7. Hirayama H, Namito Y, Ban S. *Implementation of a general treatment of photoelectric-related phenomena for compounds or mixtures in EGS4*. 2000; KEK Internal 2000-3.
8. *The Institute of Physics and Engineering in Medicine IPEM. Catalogue of Diagnostic X-Ray Spectra and other Data*. 1997; Report 78.
9. Salvadó M, Morant JJ, López M, Calzado A. *Método para la obtención de las características de los filtros de forma de equipos de tomografía computarizada a partir de medidas de atenuación relativa*. Rev Fis Med 2007; 8(1): 25-28.
10. Shope TB, Gagne RM, Johnson GC. *A method for describing the doses delivered by transmission x-ray computed tomography*. Med Phys 1981;8:488-495.
11. *International Commission on Radiation Units and Measurements. Photon, electron, proton and neutron interaction data for body tissues*. 1992; ICRU Report 46.
12. *Medical electrical equipment, part 2-44: Particular requirements for the safety of X-ray equipment for computed tomography. International Electrotechnical Commission 2002; IEC 60601-2-44*.



# DOSIS ABSORBIDA EN EL ÚTERO EN UNA EXPLORACIÓN TC PARA EL DIAGNÓSTICO DE EMBOLISMO PULMONAR EN EMBARAZADAS

M. Alonso, D. Álvarez, M. J. Castañeda, I. Conles, A. Miñambres

S.R.P.R. del Hospital Universitario Marques de Valdecilla

## INTRODUCCIÓN Y OBJETIVOS

El embolismo pulmonar es una patología cinco veces más frecuente en mujeres embarazadas que en las que no lo están, constituyendo la principal causa de mortalidad entre las mujeres en estado de gestación<sup>(1)</sup>.

Para el diagnóstico de esta patología se emplean tanto la gammagrafía de ventilación y perfusión como la angiografía pulmonar mediante tomografía computarizada. En el caso particular de las mujeres en estado de gestación los profesionales suelen optar por la segunda opción<sup>(2)</sup>, dado que en diversos estudios se ha visto que la dosis de radiación que recibe el feto puede ser entre 5 y 200 veces menor en función de la etapa de gestación<sup>(3, 4)</sup>. Aún así, los radiólogos se muestran en muchos casos reticentes a realizar esta exploración en mujeres embarazadas por temor a las consecuencias que pudiera tener para el feto. El objetivo de este trabajo es determinar la dosis de radiación que recibiría el útero una mujer embarazada sometida a esta exploración, reproduciendo las condiciones reales de la técnica a utilizar.

## MATERIAL Y MÉTODO

Para la realización del estudio se han utilizado:

- Un maniquí antropomórfico Alderson RANDO<sup>(5)</sup>, constituido por un esqueleto humano embebido en plástico equivalente a tejido y dividido en secciones axiales, por lo que resulta sencillo colocar dosímetros de pequeño tamaño en cualquier punto de su anatomía.
- Un conjunto de dosímetros termoluminiscentes de LiF tipo "chip" modelo TLD100, calibrados en el Centro Nacional de Dosimetría<sup>(6)</sup>.
- Un horno programable para el borrado de los dosímetros TL, así como un lector manual.
- La exploración se realizó en un TC helicoidal multicorte modelo LightSpeed Pro32 de General Electric<sup>(7)</sup>. Además de la dosis absorbida en el útero (punto medio) se consideró necesario conocer la dosis absorbida tanto en piel como en tejido profundo en las zonas

superior, central e inferior del campo de exploración y en ambas mamas.

Para medir estas dosis absorbidas se determinaron sobre el maniquí los puntos inicial y final de una exploración típica para diagnóstico de embolismo pulmonar, que corresponden al cayado aórtico y el diafragma, respectivamente. Igualmente, se localizaron las posiciones que ocupan, alrededor de la 30ª semana de gestación, el fondo uterino y la sínfisis (correspondientes a los extremos superior e inferior del útero respectivamente). Se asumió una longitud promedio de la cavidad uterina de 30 cm para ese momento de la gestación<sup>(8)</sup>, con lo que la posición del fondo uterino era prácticamente coincidente con el extremo inferior del campo de exploración.

Se colocaron dos dosímetros TL en cada una de las posiciones de interés citadas anteriormente, tal como se muestra en el esquema de la *figura 1*.

La exploración se realizó en las siguientes condiciones:

- un topograma con una técnica de 120 kV y 10 mA.
- una adquisición de 271 imágenes axiales de espesor 1,25 mm, intervalo de imagen 0,6 mm, técnica de 120 kV, corriente modulada entre 350 y 600 mA, tiempo de rotación 0,5 segundos y SFOV de 50 cm.

## RESULTADOS

El valor obtenido de dosis absorbida en útero es del mismo orden de magnitud, aunque superior, al que arrojan otros estudios similares basados en simulaciones Monte Carlo para el mismo estado de gestación<sup>(3)</sup>. Dichos estudios suponían que la exploración se realizaría con una carga de 100 mAs por rotación, mientras que en el caso estudiado la carga oscilaba entre 175 y 300 mAs por rotación. Así, para la técnica particular empleada en este estudio, la dosis recibida por el feto no diferiría mucho de la que recibiría en una gammagrafía de ventilación/perfusión<sup>(4)</sup>. Por otra parte, la dosis absorbida en las mamas es significativamente superior a la que recibirían en una exploración mamográfica típica<sup>(9)</sup>.



		Dosis profunda (mGy)	Dosis en piel (mGy)
Útero	Punto medio (A)	0,6	0,4
	Fondo Uterino (B)	4,6	3,7
Área explorada	Central (C)	19,8	-
	Superior (D)	16,6	18,4
	Mama dcha (E)	15,1	8,8
	Mama izda (F)	17,7	6,9

## CONCLUSIONES

A efectos de comparación se puede asumir que la dosis efectiva recibida por el feto será del mismo orden de magnitud que la dosis absorbida en el punto medio del útero (es decir, 0,6 mSv), y en cualquier caso inferior a la dosis absorbida en el fondo uterino, ya que es la zona más desfavorable por su proximidad a la zona explorada. Este valor se encuentra muy por debajo del umbral de 100 mSv establecido por la ICRP <sup>(10)</sup> para la manifestación de efectos deterministas como malformaciones, disminución del coeficiente de inteligencia o retraso mental severo. Además la exposición se produce en torno a la 30ª semana de gestación, cuando el periodo de mayor riesgo para la futura capacidad intelectual del feto (hasta la semana 25) ya ha pasado. Por otro lado, la probabilidad de inducción de un cáncer infantil, si bien no presenta un valor de dosis umbral por tratarse de un efecto estocástico, sería menor que un 0,01% (probabilidad de  $0,13 \cdot Sv^{-1}$ )<sup>(10)</sup>. De todo lo anterior se concluye que el posible riesgo para el feto es mínimo comparado con los beneficios que reporta un diagnóstico correcto del embolismo pulmonar.

Por otra parte, el riesgo para la madre debido a la exploración es muy bajo. La dosis absorbida media de 16,5 mGy en las mamas lleva asociada un incremento de la probabilidad de cáncer mortal menor que 0,01 % <sup>(10)</sup>. La Sociedad Americana de Cáncer<sup>(11)</sup> estima que la incidencia natural de muerte por cáncer de mama para una mujer es aproximadamente del 3%, por lo que este incremento no es significativo.

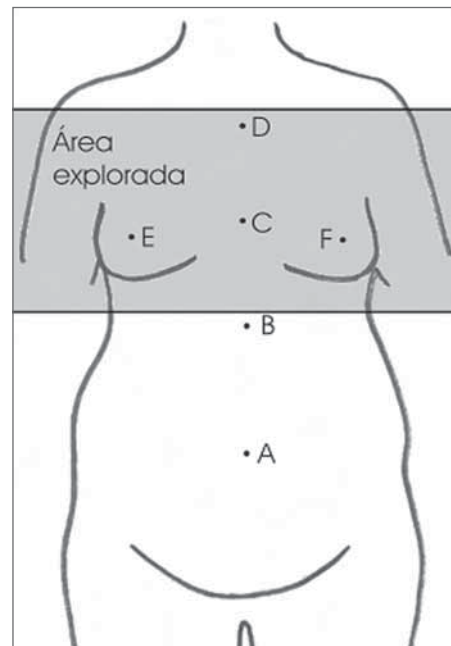


Figura 1. Esquema de la colocación de los dosímetros

## REFERENCIAS

1. Matthews S. *Imaging pulmonary embolism in pregnancy: what is the most appropriate imaging protocol?* Br J Radiol 2006; 79:441-44
2. Groves AM et al. *CT Pulmonary angiography versus ventilation-perfusion scintigraphy in pregnancy.* Radiology 2006; 240(3): 765-70
3. Winer-Muram HT et al. *Pulmonary embolism in pregnant patients: fetal radiation dose with helical CT.* Radiology 2002; 224:487-92
4. Russel JR, Stabin MG, Sparks RB, Watson E. *Radiation absorbed dose to the embryo/fetus from radio-pharmaceuticals.* Health Phys 1997; 73:756-69
5. The Phantom Laboratory, Greenwich, NY
6. Centro Nacional de Dosimetría, Avda. de Campanar, 21 46009 Valencia. www.cnd.es
7. General Electric Healthcare España. <http://www.gehealthcare.com/eses/>
8. Fabre E. *Manual de asistencia al embarazo normal.* Zaragoza. Erolibro, 1993.
9. Chevalier M, Moran P, Ten JI, Fernández JM. *Patient dose in digital mammography.* Med Phys 31 (9) 2471-9
10. International Commission on Radiological Protection. 1990 Recommendations. Report 60. Ann ICRP 1991
11. American Cancer Society. [www.cancer.org](http://www.cancer.org)
12. Moore MM, Shearer DR. *Fetal dose estimates for CT pelvimetry.* Radiology 1989; 171:265-7
13. Adams EJ, Brett DS, Jones AP, Hounsell AR, Mott DJ.

*Estimation of fetal and effective dose for CT Ex-aminations.*  
Br J Radiol 1997; 70:272-8

14. International Commission on Radiological Protection. Pregnancy and medical radiation. Report 84. Ann ICRP 2000



**SPF APRP-66**

## DESARROLLO DE ALGORITMOS DE EVALUACIÓN AUTOMÁTICA DE IMÁGENES DE UN MANIQUÍ DENTAL PARA EQUIPOS DE RADIOLOGÍA DENTAL DIGITALES

**P. Mayo<sup>1</sup>, J.M. Campayo<sup>1</sup>, A. Pascual<sup>1</sup>, B. Marín<sup>2</sup>, G. Verdú<sup>2</sup>, F. Rodenas<sup>3</sup>**

<sup>1</sup>Unidad Técnica Protección Radiológica, LAINSA. <sup>2</sup>Departamento de Ingeniería Química y Nuclear, Universidad Politécnica de Valencia. <sup>3</sup>Departamento de Matemática Aplicada, Universidad Politécnica de Valencia

### INTRODUCCIÓN

La rápida incorporación de los equipos de radiografía digitales, hace necesaria una revisión de los parámetros que usualmente se analizan en los programas de control de calidad y sus límites de tolerancia. El análisis de la calidad de la imagen obtenida de un maniquí radiográfico resulta muy útil para la evaluación del funcionamiento del equipo. El diseño de nuevos maniqués para la evaluación de la imagen digital obtenida de los equipos de radiografía digital, permite adecuar los objetos de test a la evaluación de nuevos parámetros indicadores de calidad de imagen, sobre todo los relacionados con el contraste de variaciones de grises y la resolución de detalle. Son los denominados maniqués de contraste-detalle, que evalúan básicamente esos dos parámetros anteriores. Esto permite implantar nuevas herramientas informáticas adaptadas al control de calidad de los equipos dentales digitales, evaluando la cadena de obtención de la imagen desde la obtención, hasta el procesado y evaluación de la imagen radiográfica.

### MATERIALES Y METODOLOGÍA

Se ha diseñado un maniquí de contraste-detalle, para aplicación en equipos de radiología dental de tecnología digital, que se caracteriza por simular distintos tamaños

de resolución y contrastes, lo cual sirve para caracterizar el umbral de detección de bajo contraste del sistema de imagen digital. El maniquí es un bloque de aluminio con agujeros de distinto diámetro y de distinta profundidad, simulando distintos contrastes de radiación según la fórmula de atenuación de la radiación de contraste en función del coeficiente de atenuación lineal y el espesor del agujero, que resulta suficientemente sensible en las instalaciones dentales.

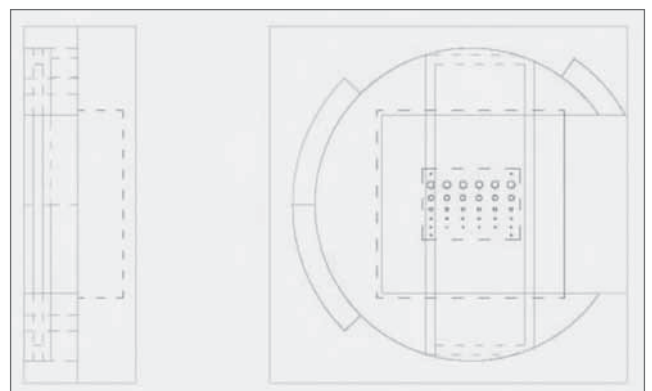


Figura 1: Croquis del maniquí dental desarrollado.

El prototipo de maniquí dental diseñado posee agujeros circulares de distinto tamaño de diámetro y profundidad ambos parámetros determinados por la resolución que

suele obtenerse en radiografía dental y siguiendo curvas de atenuación de contraste exponencial. Dicho maniquí permite caracterizar el umbral de detección de bajo contraste del sistema de imagen digital dental. El prototipo final, tras ensayarse distintos tamaños y profundidades con diversos materiales, se ha fabricado en un bloque de aluminio de 1 cm de espesor con agujeros circulares de distinto diámetro en un rango de 0.03 a 1.6 mm y de distinta profundidad en un rango de 0.14 a 1.28 mm, simulando distintos contrastes de radiación según la fórmula de atenuación exponencial de la radiación en función del coeficiente de atenuación lineal y el espesor del agujero. Dichos rangos numéricos para ambos parámetros resultan suficientemente sensibles para evaluar la capacidad global del sistema en cuanto a certificación de la calidad de imagen digital obtenida.

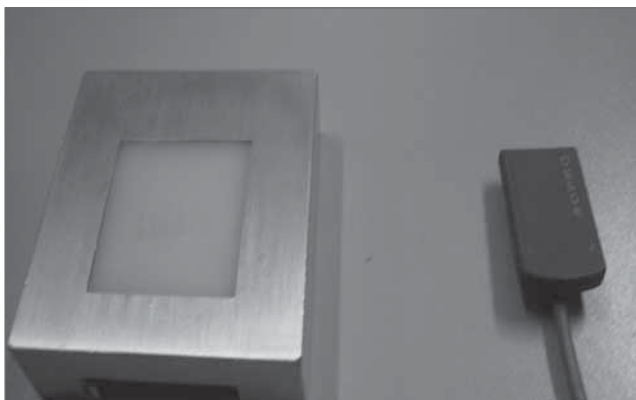


Figura 2: Foto del maniquí dental diseñado.

La metodología seguida ha consistido en obtener imágenes en formato dicom 3.0 de los maniqués radiográficos bajo diferentes condiciones de adquisición en cuanto a funcionamiento del equipo de radiología digital indirecto (CR) o digital directa (DR).

Se ha desarrollado un programa propio para la caracterización automática de las imágenes del maniquí digital, basado en algoritmos de procesamiento digital de imagen que permiten buscar las posibles combinaciones detectadas según criterios estadísticos de diferencias de medias y desviaciones estadísticas de grises. Para ello, primero el programa localiza automáticamente los puntos de control y a partir de ellos, una vez la imagen ha sido centrada mediante máscaras patrón y según la resolución de la imagen busca por geometría las combinaciones presentes en el maniquí. Una vez ha detectado las combinaciones, el programa aplica una serie de correcciones basadas en los vecinos cercanos

detectados, y tras esto calcula el índice de calidad de imagen y la curva contraste-detalle, que indica la resolución de contraste del sistema y su umbral de sensibilidad. Este modo de análisis permite uniformizar el modo de evaluación de la calidad de la imagen dental obtenida y certificar la misma a las instalaciones que se adhieran a este sistema de evaluación automático.

La implementación informática de algoritmos matemáticos aplicados al control de calidad de los equipos dentales digitales se centra en la medida de las propiedades del sistema y en el análisis de la calidad de la imagen obtenida a partir de un maniquí. El análisis de la imagen digital aporta información sobre los objetos de test del maniquí que difícilmente pueden obtenerse mediante observación directa, lo cual permite utilizar los valores obtenidos para determinar objetivamente la calidad de la imagen estudiada y del proceso de obtención del sistema de imagen digital dental.

## RESULTADOS

En cuanto a los resultados, se han analizado distintas imágenes del maniquí dental en distintas condiciones de operación de funcionamiento del equipo radiográfico digital indirecto, del equipo radiográfico dental de tecnología digital indirecta (placas de fósforo) y directa (sistema RVG) y viendo las variaciones en cuanto a detección de combinaciones de contraste-detalle de la imagen obtenida. También se ha representado la curva contraste/detalle y se ha calculado el índice de calidad de imagen IQFinv con el software propio desarrollado que se ha explicado anteriormente.

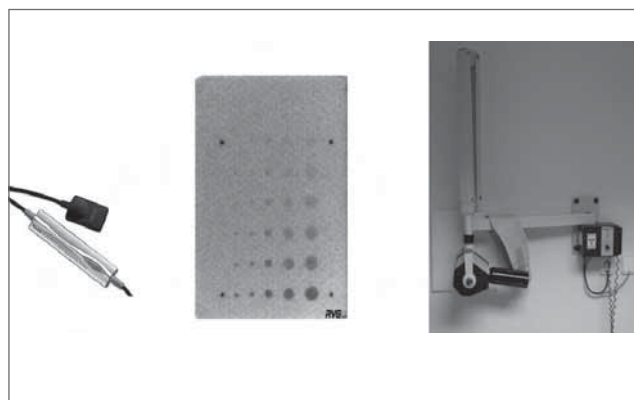


Figura 3: Adquisición de la imagen digital, equipo intraoral con sistema RVG.

A continuación se muestra, a modo de ejemplo, una imagen tras la detección, marcadas en negro d elas



combinaciones contraste-detalle y los índices para cuantificar su calidad.

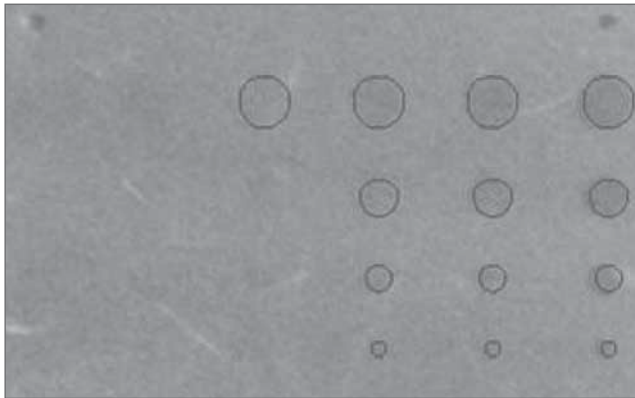


Figura 4: Imagen digital evaluada mediante el software desarrollado obtenida mediante sistema RVG.

En la figura 5, se muestra la pantalla gráfica que permite obtener índices de calidad tal como el IQFInv, que para la imagen anterior tiene un valor de 51.38 y la curva contraste-detalle, obtenidos ambos tras la detección mediante el software propio.

## CONCLUSIONES

El análisis de la imagen digital aporta información objetiva sobre los objetos de test del maniquí para determinar la calidad de imagen obtenida, que es difícil obtener mediante observación directa. Además permite utilizar los valores obtenidos para determinar objetivamente la calidad del proceso de obtención del sistema de ima-

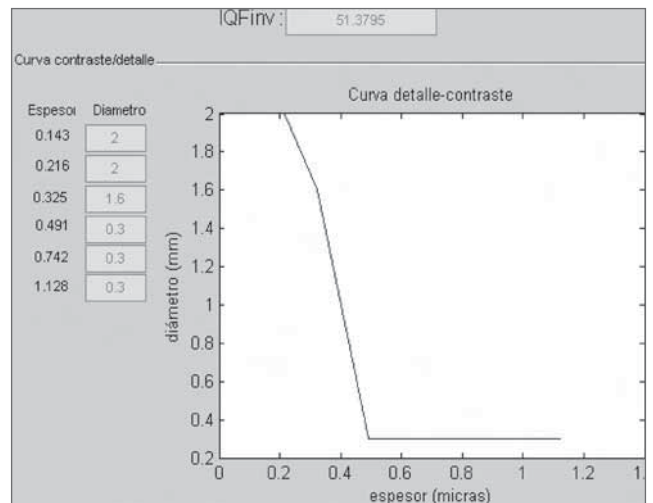


Figura 5: Imagen digital evaluada mediante el software desarrollado obtenida mediante sistema RVG.

gen digital dental. El diseño propuesto permite abarcar distinta tecnología digital de equipos dentales, siendo lo suficientemente sensible ante distintas condiciones de funcionamiento del equipo de kilovoltaje, miliamperios y tiempo.

## REFERENCIAS

1. *Protocolo Español de Control de Calidad en Radiodiagnóstico*. Revisión 1 (Aspectos Técnicos) ISBN:84-87450-70-9 (2002)
2. *Contrast-detail phantom scoring methodology.*, Thomas J.A. Medical physics 2005, 32(3) 807-814
3. R.C. González and R.E. Woods, *Digital Image Processing*, Addison-Wesley Publishing Company, 2003.



**SPF APRP-44**

## DISCREPANCIAS EN LA PRUEBA DE ACEPTACIÓN DE UN EQUIPO DE RADIOLOGÍA DIGITAL SIEMENS ARISTOS MX.

**A. Vázquez, Y. Prezado, E. Marqués, P. Gómez, C. Martín, C. Montes**

*Servicio de Radiofísica y P.R. Hospital Universitario de Salamanca*

### OBJETIVO

El objetivo del presente trabajo es mostrar los resultados obtenidos durante el proceso de aceptación de un

equipo de radiología digital de nueva adquisición, Siemens ARISTOS MX, en el Hospital Universitario de Salamanca, considerando las calibraciones realizadas por la

casa suministradora en los dos paneles digitales de los que consta el equipo: horizontal (bajo mesa) y vertical, y su relevancia en la protección radiológica del paciente.

## MATERIAL

Para realizar las medidas descritas en el equipo Siemens ARISTOS MX, hemos empleado: un conjunto de bloques de PMMA (espesor total de 20 cm); y un monitor de radiación Radcal modelo 2025, con una cámara de ionización acoplada modelo 20X5-60.

## MÉTODO

La realización de las pruebas de aceptación planteadas por Siemens considera, como parte de las mismas, el análisis de la respuesta de los paneles en condiciones clínicas de trabajo. En particular, contempla la medida del valor medio de píxel y de la desviación estándar en distintas regiones de interés, ante la selección de distintos parámetros técnicos y espesores de material interpuestos entre el haz y el detector, utilizando para ello los correspondientes sistemas de Control Automático de la Exposición, CAE (en mesa y en el soporte vertical). Los valores medidos deben ajustarse a unos niveles de tolerancia establecidos en base a la calibración.

Así mismo, analizamos la concordancia de estos resultados con lo dispuesto en el Protocolo Español de Control de Calidad en Radiodiagnóstico (PECCR) para este tipo de equipos, referente a estos parámetros.

La base de los datos analizados lo constituye la información que el equipo de rayos objeto de estudio suministra, para cada disparo sobre uno de los paneles, obteniendo un valor denominado "EXI".

Los resultados y conclusiones expresados en este trabajo se basan principalmente en el análisis de los valores de este parámetro obtenidos en las distintas condiciones de irradiación contempladas en las pruebas de aceptación realizadas.

## RESULTADOS

Un primer resultado indicaba que el valor de EXI obtenido en exposiciones en el panel vertical era sensiblemente mayor que el obtenido en el horizontal utilizando en cada caso 81 kVp, 20 cm de PMMA y distancia foco – panel la de focalización de la parrilla correspondiente (115 cm en el soporte horizontal y 150 cm en el soporte vertical).

Dada la escasa información de la que disponíamos acerca del parámetro EXI, procedimos a analizar los va-

lores medios de píxel ( $V_p$ ) en una región de interés para imágenes en cada panel y se comprobó que existía una correlación casi perfecta entre el  $V_p$  y el valor de EXI. Es más, este valor tiene en cuenta el valor medio de píxel en toda la superficie irradiada del detector.

Cuando se comparan los resultados obtenidos en la propia consola de irradiación, con los análisis de las imágenes en bruto mediante una aplicación externa, se aprecia la existencia de un desplazamiento de los niveles de registro en función del método de evaluación. Este valor de offset corresponde al nivel medio de píxel que se obtiene en una imagen tomada sin irradiación, valor que es descontado en la evaluación del EXI presentado en la consola, si bien las imágenes a analizar se extraen totalmente en bruto, sin realizar este descuento.

En las medidas realizadas se observó, en concreto, que el valor de EXI en el detector vertical era del orden de un 20 % superior al del panel horizontal, siendo la desviación estándar (indicativa del ruido de la imagen) prácticamente la misma en ambos casos.

Se realizaron varias medidas más en ambos paneles, cambiando la sensibilidad del detector, la energía del haz de radiación (KV), y el espesor de PMMA interpuesto entre la fuente de rayos X y el detector, obteniéndose siempre un valor de píxel un 20% superior en el panel vertical, y una desviación típica similar en ambos detectores.

Los valores medidos de la exposición a la entrada del PMMA en cada panel eran muy semejantes, indicando que el procedimiento de calibración del CAE establece que la dosis en la entrada de paciente sea la misma, independientemente del panel utilizado para captar la imagen.

Una disminución manual de un 20% en los valores de la carga de los disparos sobre el detector vertical permitió comprobar como los valores medios de píxel obtenidos eran, ya si, semejantes a los obtenidos en el horizontal, sin que hubiera incremento de la desviación estándar, y con la consiguiente reducción de dosis a la entrada del PMMA.

## CONCLUSIONES

A partir de las medidas realizadas, entendemos que la calibración de la exposimetría automática realizada por el fabricante, tiene por fin la asignación de la misma dosis a la entrada del detector o equivalentemente a la entrada del paciente, sea en mesa o en el panel vertical.

Debido a la distinta sensibilidad obtenida en la fabricación individual de cada panel, cuando en nuestro equipo utilizamos el panel vertical, es posible seleccionar ma-



nualmente una técnica con menos mAs que los asignados por la exposimetría automática vía la calibración que el suministrador realiza, de modo que se obtenga una imagen con los mismos valores de EXI y ruido que los obtenidos en mesa, y menor dosis en el paciente.

Por tanto, dado que es posible reducir la dosis en el panel vertical, manteniendo la misma calidad de imagen que en mesa, entendemos que la calibración de la exposimetría automática mediante igualación de dosis en mesa y en panel vertical, no es óptima, ya que no optimiza la dosis al paciente, compatible con el diagnóstico médico.

Consideramos que la calibración de ambos detectores debe realizarse de modo que se obtenga la misma relación entre el valor de pixel y el ruido, en ambos paneles.

Además, en la revisión 1 del Protocolo Español de Control de Calidad en Radiodiagnóstico<sup>1</sup>, en el apartado dedicado a los sistemas digitales de registro, se imponen dos requisitos, RV063 y RV064, sobre la reproducibilidad y la uniformidad de la imagen en estos sistemas. En

ellos se establece que la reproducibilidad no será superior al 10% y la desviación con respecto al valor medio no será superior al 5% entre zonas del mismo panel, y al 10% entre paneles.

Esto es claramente incompatible con las diferencias del 20% encontradas entre los dos paneles de este equipo. Por tanto, salvo que se replantee la aplicabilidad de los requisitos impuestos en el PECCR en el año 2002, se deberá exigir a las casas suministradoras que analicen individualmente la sensibilidad de sus paneles, de modo que sólo se incluyan en el mismo equipo, aquellos que tengan sensibilidades semejantes, dentro de un margen, que permita cumplir los requisitos de reproducibilidad entre paneles.

## REFERENCIAS

1. Sociedad Española de Física Médica - Sociedad Española de Protección Radiológica. 2002. *Protocolo Español de Control de Calidad en Radiodiagnóstico. Revisión 1.*



SPF APRP-104

## RELACIÓN ENTRE DOSIS Y CALIDAD DE IMAGEN MEDIANTE MANIQUÍ EN UN SISTEMA DE MAMOGRAFÍA DIGITAL DE SELENIO

M. Agulla<sup>1</sup>, R. Torres<sup>1</sup>, A. Vázquez<sup>2</sup>, P. Gómez<sup>2</sup>, I. Hernando<sup>1</sup>, M. Fernández<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Hospital Universitario Río Hortega. Valladolid. <sup>2</sup> Hospital Universitario de Salamanca.

### INTRODUCCIÓN

La mamografía es considerada universalmente como la prueba fundamental e imprescindible tanto para el diagnóstico de cáncer de mama como para su detección precoz en pacientes asintomáticas. En las imágenes mamográficas es necesario detectar masas tumorales o calcificaciones muy pequeñas, y rodeadas de tejido glandular de densidad similar, difíciles de visualizar además por la presencia del ruido asociado a las estructuras internas de la mama y al inherente a cualquier proceso de imágenes radiológicas. Estas exigencias han supuesto un reto importante para el desarrollo tecnológico de sistemas digitales de mamografía. Superadas estas difi-

cultades se está produciendo una paulatina sustitución de los sistemas convencionales de película-pantalla por sistemas digitales.

Uno de los sistemas con una importante implantación en nuestro país es el Lorad Selenia, un equipo digital completo con un detector de selenio amorfo integrado. Los paneles planos basados en selenio amorfo son la forma más directa de captura digital de imagen que se utiliza en la práctica actual. La interacción de rayos X en la capa de selenio da lugar a la aparición de cargas eléctricas, que son medidas de forma local. Se suele argumentar que el propio campo eléctrico encargado de recoger la carga garantiza que no se difundan éstas

lateralmente, lo que contribuye a un incremento de la resolución espacial y a una mayor nitidez en la imagen. Suelen indicarse además como ventajas relativas de los sistemas de selenio amorfo su mayor eficiencia en la detección de la radiación<sup>1,2</sup>. A pesar de ello en los estudios realizados por distintos autores<sup>3,4</sup> se obtienen valores de dosis (en términos de dosis glandular) del orden de los obtenidos para los sistemas convencionales de película, que si bien son inferiores a los valores de tolerancia aplicables<sup>5-7</sup>, son superiores a los obtenidos con otros sistemas digitales con una eficiencia aparente menor<sup>3</sup>.

En este trabajo se presentan los resultados relativos a la calidad de imagen sobre maniquí y a la dosis obtenidos en un equipo de mamografía digital Lorad Selenia recientemente instalado en el Hospital Universitario de Salamanca.

## MÉTODO Y MATERIALES

Para la realización del presente trabajo se ha utilizado un equipo de mamografía Lorad Selenia con detector digital de selenio, de reciente instalación. Se han realizado medidas comparativas de calidad de imagen con maniquí para un amplio intervalo de dosis. Como espectro de energías se ha utilizado 28 kV con pista y filtro de molibdeno, por ser el espectro más ampliamente utilizado en los equipos analógicos. En la *tabla I* se detallan las medidas realizadas. La dosis en aire sin retrodispersión (KASE) en la superficie del maniquí se ha obtenido a partir de los valores medidos de rendimiento y HVL en la prueba de aceptación del equipo y los parámetros técnicos utilizados en cada disparo. A partir del KASE se han estimado los valores de dosis promedio en tejido glandular (DG) utilizando los factores de conversión obtenidos por Dance<sup>8</sup>.

La evaluación de la calidad de imagen se ha realizado con un maniquí de contraste-detalle CDMAM 3.4 (Artinis Medical Systems B.V., The Netherlands)<sup>9</sup> que permite evaluar el umbral de contraste asociado con objetos de diámetro comprendido entre 0.06 y 2 mm. El maniquí con los objetos de test se colocó a modo de sandwich entre dos y dos centímetros de PMMA. El espesor del conjunto (4.5 cm) equivale a 5 cm de PMMA, o lo que es lo mismo a 6 cm de mama. Se ha eliminado el post-procesado de las imágenes y éstas han sido evaluadas por tres observadores independientes. Además dichas imágenes han sido evaluadas también mediante un software de evaluación automática (CDCOM v1.0, www.euref.org) expresamente diseñado para este maniquí<sup>10</sup>.

Tabla I. Medidas realizadas.

28 kV, Mo-Mo, CDMAM			
Modo	Carga (mAs)	KASE (mGy)	DG (mGy)
Manual	4	0.5	0.08
Manual	20	2.3	0.41
Manual	30	3.5	0.61
Manual	40	4.7	0.82
Manual	50	5.8	1.0
Manual	60	7.0	1.2
Manual	70	8.2	1.4
Manual	80	9.3	1.6
Manual	90	10.5	1.8
AutoTime	100	11.7	2.0
Manual	130	15.2	2.6
Manual	160	18.7	3.3
Manual	200	23.3	4.1
Manual	240	28.0	4.9

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

El equipo Lorad Selenia tiene varios modos distintos de uso del exposímetro automático. En nuestro caso hemos utilizado el modo denominado AutoTime, que nos permite seleccionar la tensión de disparo (28 kV) y el filtro (molibdeno). El tubo de rayos X que incorpora el sistema sólo lleva una pista de molibdeno y no es posible utilizar variantes. Con este modo el sistema de control automático de la exposición corta el disparo con un valor de carga de disparo de 100 mAs (con variaciones entre disparos sucesivos inferiores a 2 mAs) para el maniquí CDMAM que, no debe olvidarse, equivale a una mama de 6 cm de espesor. Con esta técnica de disparo se obtiene un valor de KASE sin retrodispersión de 11.7 mGy, equivalente a una dosis en la superficie de entrada de la mama (DSE) de 12.6 mGy y a una dosis glandular de 2.0 mGy. Este valor de dosis es inferior tanto al mínimo aceptable para una mama de 6 cm de espesor (3 mGy), como al deseable (2.4 mGy)<sup>5,7</sup>. Además este valor de dosis obtenido hubiera sido menor si hubiéramos utilizado el modo denominado AutoFilter, en el que el sistema decide el valor de kilovoltaje en función del espesor de la mama (30 kV para una mama de 6 cm) y el filtro a utilizar (molibdeno también en este caso). Con esta configuración la carga de disparo es de 66 mAs, lo que equivale a un KASE de 9.6 mGy, una DSE de 10.4 mGy y una DG de



1.8 mGy, valores aún más bajos que los obtenidos en el modo AutoTime.

Los valores de umbral de contraste para cada diámetro de oro pueden reducirse a un índice denominado IQF (*image quality factor*) definido como<sup>11</sup>:

$$IQF = \sum_{i=1}^{16} C_i \times D_i \quad (1)$$

donde  $D_i$  es el diámetro mínimo visible para cada contraste  $C_i$ . De esta manera se reduce la curva completa de contraste-tamaño de detalle a un único valor y se pueden realizar comparaciones sencillas entre distintas imágenes.

En la *figura 1* se muestra la variación de este índice IQF para las imágenes del CDMAM obtenidas en función de la dosis glandular. Se ha representado en la figura tanto los resultados obtenidos para los observadores humanos como los obtenidos con la lectura automática de las imágenes que realiza el programa CDCOM. En este sentido puede observarse que la lectura automática en todos los casos produce un umbral de contraste más bajo. La relación entre los valores de IQF obtenidos mediante la lectura de observador y la automatizada es bastante estable y se sitúa aproximadamente en un valor próximo a 1,5 similar a los obtenidos en otros trabajos<sup>12</sup>.

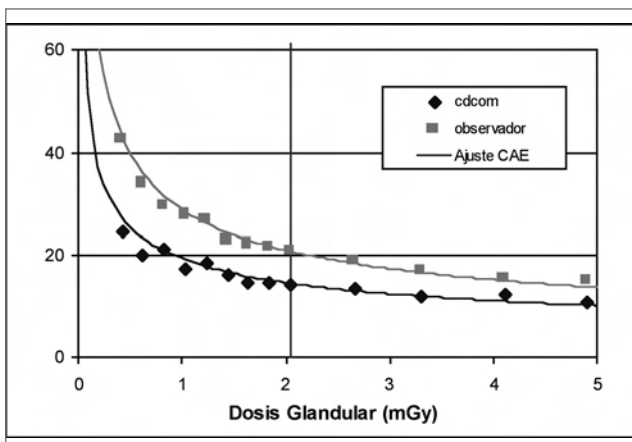


Figura 1. Variación del índice IQF con respecto a la dosis glandular.

En esta *figura 1* puede verse además que la capacidad de detección de objetos es diferente a dosis medias y bajas, con respecto a dosis altas. Para valores inferiores a 2 mGy de dosis glandular se observa una rápida pérdida de la capacidad de detección de objetos conforme disminuye la dosis. Sin embargo, más allá de este valor

la calidad de imagen mejora, pero de una forma más suave. Ello debe atribuirse al distinto peso relativo de las dos componentes del ruido (cuántico y electrónico del detector) en cada intervalo de dosis, de manera que a dosis bajas el ruido cuántico es el dominante<sup>13</sup>.

Se puede representar igualmente la curva completa de umbral contraste-tamaño del detalle para cada valor de dosis y compararla con los valores de tolerancia aplicables<sup>5,7</sup>. En la *figura 2* se han incluido los resultados obtenidos por los observadores humanos para cuatro valores de dosis glandular: 0.82 mGy, 1.4 mGy, 2.0 mGy, y 4.1 mGy. Se incluye igualmente la curva de mínimo aceptable (valores promedio obtenidos con el maniquí CDMAM en distintos programas de detección precoz de cáncer de mama utilizando cartulina/película) y la curva de mínimo deseable (obtenida a partir de los valores promedios estimados en un conjunto de equipos mamográficos digitales). El valor de 2.0 mGy corresponde al obtenido con el exposímetro automático en el modo AutoTime, y puede observarse que su curva de contraste es mejor que la mínima aceptable y se acerca en gran medida a la curva deseable. Al subir la dosis se sobrepasa la curva de deseable y al reducir mucho la dosis, la curva de contraste no alcanza el criterio de aceptabilidad. Sin embargo como puede observarse en dicha figura una reducción moderada de la dosis (de 2.0 mGy a 1.4 mGy) permite mantener la curva de contraste dentro del criterio de aceptabilidad.

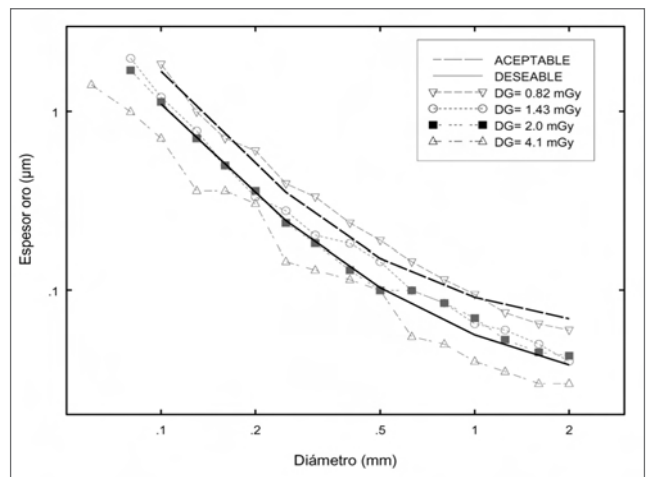


Figura 2. Curvas de contraste-tamaño de detalle.

Para estimar los valores de dosis mínimos para los que se alcanzan los valores aceptables y deseables, se han representado los umbrales de contraste frente a la dosis para cada uno de los tamaños de objeto para los que se dan los valores de tolerancia: 0.1 mm, 0.25 mm, 0.5



mm, 1 mm y 2 mm. En la *figura 3* se observa dicha curva para los objetos de 0.1 mm que, en la práctica, son los que necesitan dosis más altas para cumplir los criterios de tolerancia. Ajustando dicha curva<sup>4</sup> pueden obtenerse los valores de dosis necesarios para alcanzar el nivel de aceptable y deseable: 0.9 mGy y 2.0 mGy respectivamente en nuestro estudio.

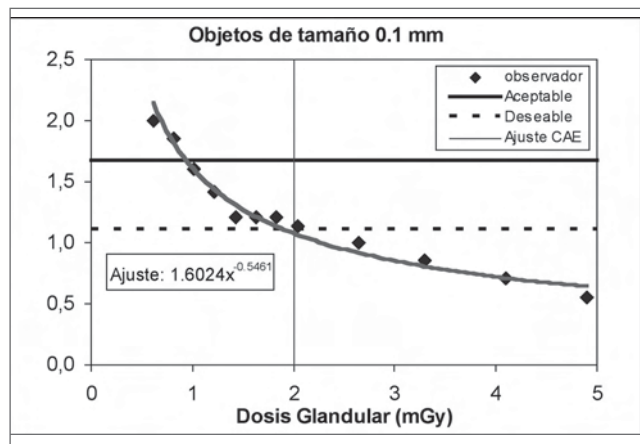


Figura 3. Umbral de contraste en función de la dosis glandular para objetos de 0.1 mm de diámetro.

### CONCLUSIONES

En los sistemas digitales mamográficos la dosis glandular no viene definida ya por la sensibilidad del conjunto cartulina-película como sucedía en los sistemas analógicos. Debido a que tienen un rango dinámico mucho más elevado, en los sistemas digitales pueden obtenerse imágenes válidas en un amplio intervalo de exposiciones. La variación del umbral de contraste con la dosis viene definida por el ruido cuántico que es el dominante en las dosis objeto de estudio en el Lorad Selenia. El valor de dosis óptimo en estos sistemas debe venir marcado entonces por el criterio de imagen con calidad diagnóstica suficiente a la dosis más baja posible.

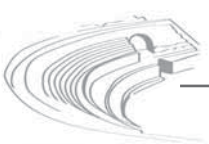
Podría tomarse como calidad de imagen suficiente aquella para la que se cumplen los criterios de aceptabilidad definidos por los protocolos aplicables sobre maniquí. En este caso y según nuestro estudio en el sistema de mamografía digital Lorad Selenia se podrían reducir las dosis casi a la mitad de las que se obtienen actualmente con el ajuste por defecto que trae el sistema automático de compensación de la exposición. Si nos basamos únicamente en estos resultados podría proponerse una reducción de dosis a pacientes modificando el ajuste del exposímetro automático.

Sin embargo también podría proponerse el criterio de deseabilidad en cuyo caso habría que mantener las dosis. En definitiva con los sistemas digitales no existe un criterio tan eficaz como la subexposición o sobreexposición de una placa mamográfica en los sistemas analógicos para definir la dosis glandular para una mama de una composición y espesor conocidos. En los sistemas digitales el intervalo de exposiciones puede ser amplio y distinto entre distintos suministradores (como así sucede de hecho en realidad) en función de que se quiera potenciar la calidad de imagen o los criterios de deseabilidad, o la reducción de la dosis a los pacientes en cuyo caso primarían los criterios de aceptabilidad.

No debe olvidarse por último que esta discusión está basada en criterios de calidad de imagen sobre maniquí. En este sentido una reducción de dosis a pacientes, como la que aquí podría proponerse a priori, debe estar refrendada por los resultados clínicos obtenidos por el especialista en radiología con imágenes sobre pacientes reales.

### REFERENCIAS

1. Mahesh M. *Digital Mammography: An Overview*. Radiographics 2004; 24:1747-1460
2. Pisano ED, Yaffe MJ. *Digital Mammography. State of the art*. Radiology 2005; 234:353-362
3. Bloomquist AK, Yaffe MJ, Pisano ED, y cols. *Quality control for digital mammography in the ACRIN DMIST trial: Part I*. Med. Phys. 2006. 33 (3); 719.
4. Young KC, Oduko JM, Woolley L. *Technical evaluation of the Hologic Selenia full field digital mammography system*. NHSBSP Equipment Report 0701. 2007
5. Van Engen, R., Young, K., Bosmans, H. y Thijssen, M. "European protocol for the quality control of the physical and technical aspects of mammography screening. *Digital mammography*." In the Fourth Edition of the European Guidelines for Quality Assurance in Breast Cancer Screening and Diagnosis. European Commission (2006).
6. Yaffe, M.J., Pisano, E.D., Hendrick, R.E., y cols. *Quality control for digital mammography: Part II recommendations from the ACRIN DMIST trial*. Med. Phys. 33 (2006) 737 a 752.
7. Chevalier M, Morán P, Morant JJ, Torres R. *Protocolo de control de calidad de los sistemas digitales mamográficos*. SEFM 2007. En revisión.
8. Dance, D.R., Skinner, C.L., Young, K.C., y cols. *Additional factors for the estimation of mean glandular breast dose using the UK mammography dosimetry protocol*. Phys. Med Biol 11 (2000). 3225 a 3240.
9. Rico, R., Muller, S., Meter, G., y cols. *Automatic Scoring of CDMAM: A Dose Study*. Proceedings of SPIE -- Volume 5034. Medical Imaging 2003: Image Perception, Observer Performance, and Technology Assessment, Dev P. Chakra-



- borty, Elizabeth A. Krupinski, Editors, (2003) 164 a 173.
10. Karssemeijer N, Thijssen MAO. *Determination of contrast-detail curves of mammography systems by automated image analysis. Digital Mammography '96. Proceedings of the 3rd International Workshop on Digital Mammography*, 155-160 (1996)
  11. Thijssen, MAO, Thijssen, HOM, Merx, JL, y cols. *A definition of image quality: the image quality figure. BIR Report 20: Optimization of Image Quality and Patient Exposure in Diagnostic Radiology*, London, 1989.
  12. Young KC, Cook JJH, Oduko JM y Bosmans H. *Comparison of software and human observers in reading images of the CDMAM test object to assess digital mammography systems. Proc. SPIE Int. Soc. Opt. Eng.* 6142, 614206 (2006).
  13. Gómez P, Vázquez A, Agulla M, y cols. *Estimación del ruido en un detector digital de mamografía Lorad Selenia. XVI Congreso Nacional de Física Médica. Granada: SEFM, 2007.*



SPF APRO-30

## ESTUDIO DOSIMÉTRICO EN EQUIPOS DEDICADOS A CRIBADO MAMOGRÁFICO EN EL ÁMBITO DE CATALUÑA: COMPARATIVA ENTRE DIFERENTES TECNOLOGÍAS DEL SISTEMA DE IMAGEN

E. Cordón, A. Coll, A. Vigil, J. Fernández

Asesoría y Control en Protección Radiológica

### INTRODUCCIÓN

La principal finalidad de los programas dedicados al cribado mamográfico consiste en la detección precoz del cáncer de mama. No obstante, dado que la población que se somete a este tipo de exámenes es asintomática, merece especial interés la optimización de la dosis en este tipo de exploraciones.

En Cataluña, se ha apreciado en los últimos dos años un aumento considerable en la utilización de tecnologías digitales en mamografía. Este notable incremento hace que sea interesante una comparativa dosimétrica entre los diferentes sistemas de imagen, evaluando como parámetro principal la Dosis Glandular Media (DG).

ACPRO, S.L. realiza desde el año 2001 controles mensuales en equipos dedicados al cribado mamográfico en el área de Cataluña, basándose en lo establecido en el *Protocolo Español de Control de Calidad en Radiodiag-*

*nóstico* <sup>(1)</sup> y en la *European Guidelines for quality assurance in breast cancer screening and diagnosis* <sup>(2)</sup>. A lo largo del presente año se ha realizado este control a 38 equipos. A partir de los resultados obtenidos se ha llevado a cabo un estudio cuya principal finalidad es comparar la dosis a paciente entre los diferentes sistemas de obtención de la imagen que coexisten en la actualidad, teniendo en cuenta los diferentes factores que influyen tanto en la optimización de la dosis como en su estabilidad temporal.

### MATERIALES Y MÉTODOS

En la *Tabla 1* se presenta la relación de los diferentes equipos dedicados al cribado mamográfico y que son objeto del presente estudio, así como el sistema de captación de imagen para cada uno de ellos: radiografía digital directa (RD), radiografía computerizada (RC) y técnica analógica (A).

Tabla 1: Equipos dedicados al cribado mamográfico

Marca	Nº Equipos	Sistema de Imagen
G.E.	7	A
INSTRUMENTARIUM	6	A
PHILIPS	5	A
PLANMED	3	A
SIEMENS	2	A
G.E.	5	RC
INSTRUMENTARIUM	3	RC
PLANMED	1	RC
SIEMENS	1	RC
AGFA	3	RD
LORAD	2	RD

Con el objetivo de llevar a cabo las correspondientes medidas de DG se ha utilizado un maniquí estándar de 45 mm de metacrilato (PMMA) que simula, en cuanto a atenuación y dispersión de la radiación incidente, aproximadamente una mama de 53 mm de grosor y 29% de tejido glandular<sup>(3)</sup>. Se ha utilizado un espaciador de poliestirén que conserva el factor de atenuación aportado por los 45 mm de metacrilato y simula el grosor de una mama real.

Con el maniquí y el espaciador se ha realizado una exposición en condiciones clínicas obteniéndose la carga (mAs). Para la estimación en estas mismas condiciones del Kerma en aire sin retrodispersión en la superficie de entrada del maniquí estándar, KASE, se han realizado dos exposiciones seleccionando manualmente un valor de carga superior y otro inferior al valor obtenido en condiciones clínicas, interpolando a partir de los valores de dosis obtenidos. A partir del KASE y de la capa hemirreductora (CHR) obtenida en condiciones clínicas y utilizando los factores de conversión correspondientes en función del filtro que se seleccione, se ha llevado a cabo el siguiente cálculo para la determinación de la DG<sup>(2)</sup>.

$$DG = KASE \cdot g \cdot c \cdot s$$

donde,

*g* (mGy/mGy) es el factor que corresponde a una mama simulada con 45 mm de PMMA, equivalente a 53 mm de mama real, con una composición de 50% de tejido glandular y 50% de tejido adiposo y que depende de la CHR.

*c* (mGy/mGy) es el factor que corrige para composiciones del tejido de la mama diferentes de 50% de tejido glandular (concretamente 29% de tejido glandular). Depende también de la CHR.

*s* (mGy/mGy) es el factor que corrige en función de la combinación ánodo/filtro escogida en condiciones clínicas.

Los parámetros de tensión y KASE se han obtenido mediante técnicas no invasivas, utilizando a tal fin un multímetro de la firma UNFORS INSTRUMENTS modelo 324. De la misma manera, se ha determinado el valor de la CHR mediante un multímetro de la firma UNFORS INSTRUMENTS modelo Xi.

En el caso de los equipos con sistema de captación de imagen analógica, los valores de Densidad Óptica (DO) se han medido en la película radiográfica a 6 cm de la pared del tórax con un densitómetro de la firma X-RITE, modelo 331.

Todos los dispositivos de medida disponen de su correspondiente certificado de calibración en vigor.

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

En los últimos 5 años en Cataluña, se ha apreciado un aumento considerable en la utilización de tecnologías digitales en cribado mamográfico.

Del orden del 40% de los centros disponen en la actualidad de un sistema digital de imagen, bien RC o RD, y destaca principalmente el aumento en el uso de la tecnología RC, un factor 5, en los últimos 3 años.

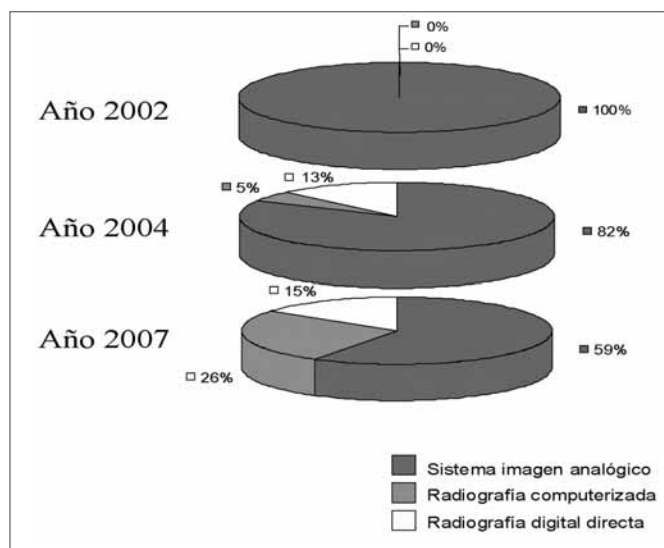


Figura 1. Evolución temporal del uso de la tecnología digital en cribado mamográfico en el área de Cataluña.



Respecto a los valores de la DG, en la *Figura 2* se observa que los equipos con sistema de captación de imagen analógica se distribuyen en un amplio rango de valores (1.2 mGy – 2.6 mGy) cuyo máximo supera la tolerancia establecida de 2.5 mGy <sup>(2)</sup>, rango más amplio respecto al resto de equipos que utilizan otras tecnologías.

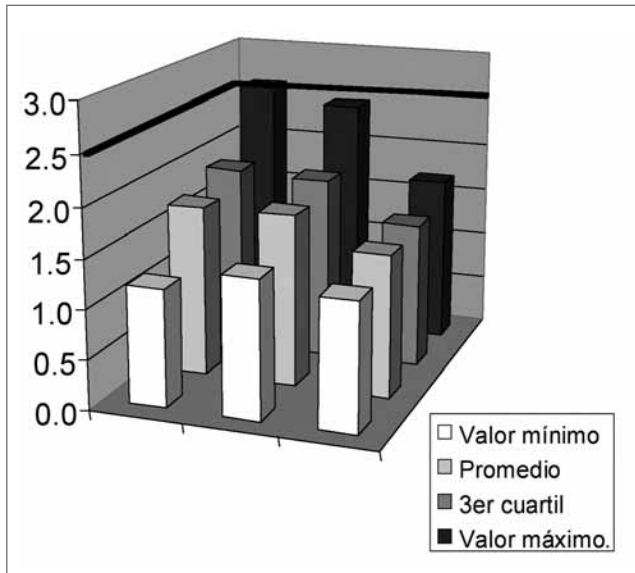


Figura 2. Comparativa de los valores de DG para los diferentes sistemas de captación de imagen.

Es muy apreciable (ver *Figura 2*) la diferencia entre los valores máximos de DG de los equipos con tecnología analógica (2.6 mGy) o RC (2.4 mGy), frente a los equipos RD (1.7 mGy). Si se consideran los valores de DG obtenidos para el tercer cuartil en los tres casos, sería planteable la posibilidad de disminuir el valor de la tolerancia establecida de 2.5 mGy <sup>(2)</sup> a 2.0 mGy <sup>(2)</sup>, considerado actualmente como valor deseable.

A continuación se presentan los diferentes mamógrafos RD contenidos en el presente estudio indicándose la

Tabla 2. Valores de DG para los equipos RD y la combinación Ánodo/Filtro seleccionada en cada caso.

Marca Equipo	Modelo Equipo	DG (mGy)	Ánodo/Filtro
AGFA (LORAD)	EMBRACE DM 1000	1.4	Mo/Mo
AGFA (LORAD)	EMBRACE DM 1000	0.9	Mo/Rh
AGFA (LORAD)	EMBRACE DM 1000	1.3	Mo/Rh
LORAD	SELENIA (M-IV)	1.6	Mo/Mo
LORAD	SELENIA (M-IV)	1.7	Mo/Mo

DG obtenida en cada uno de ellos. En todos los casos se trabaja en modo totalmente automático.

Se observa que para aquellos equipos en los que el filtro de Rodio (Rh) ha sido seleccionado automáticamente, la DG disminuye notablemente. En general los equipos de mamografía RD están capacitados para trabajar en espectros de energía más elevados y permiten realizar unas exploraciones a kilovoltajes más altos disminuyendo así la carga y por lo tanto la DG, sin pérdida en la calidad de la imagen.

Un factor importante a tener en cuenta es la estabilidad de los equipos de mamografía en cuanto a la DG, y especialmente los que se dedican a cribado mamográfico debido a la periodicidad con la que se realizan las exploraciones (ver *Figura 3*).

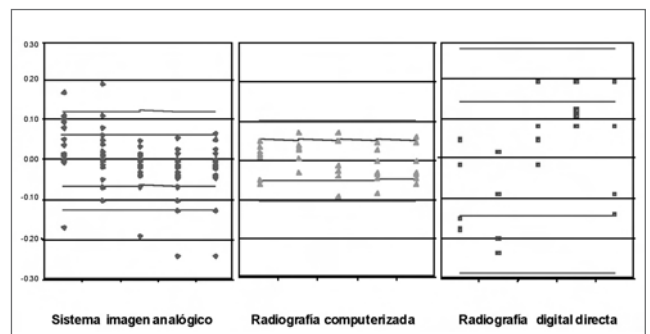
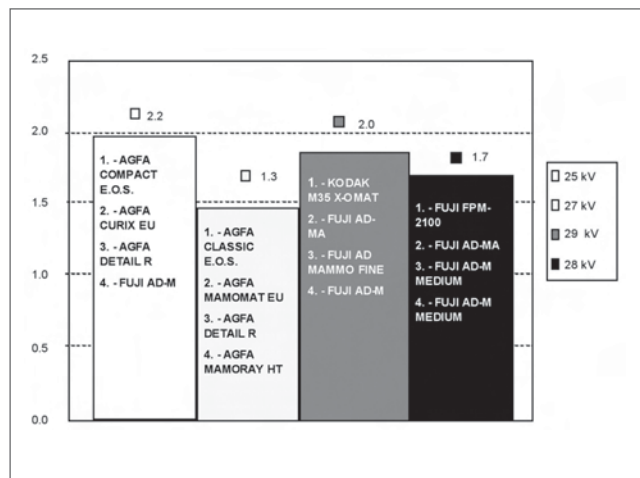


Figura 3. Evolución temporal de la DG normalizada para cada equipo respecto al valor medio en los meses evaluados para cada uno de las unidades de estudio y para los diferentes sistemas de captación de imagen. Los límites que se indican en cada una de las gráficas se corresponden con  $\sigma$  y  $2\sigma$ .

A pesar de que en la transición del sistema analógico al RC no se han apreciado diferencias notables en cuanto a la optimización de la dosis, sí se observa una mejora en la estabilidad de los sistemas que utilizan radiografía computerizada. En cambio, en los equipos RD se aprecia una falta de estabilidad a lo largo de los meses representados. Las fluctuaciones que se observan en los equipos RD se deben principalmente a la diferencia en la DG existente en función del tipo de filtro que se seleccione. Hay que tener en cuenta que estos equipos son muy sensibles a la compresión que se ejerce sobre la mama, parámetro decisivo en la elección del filtro. De la misma manera es crítico el ajuste de los equipos RD, dado que se aprecian diferencias significativas entre equipos idénticos. En función de esto, si el filtro seleccionado por el equipo es Rh, la DG disminuye considerablemente respecto a la selección del filtro de Molibdeno (Mo).

La variabilidad de la DG en los equipos RC puede tener su origen en diferentes factores como la firma del fabricante del equipo o el sistema de visualización (monitor o película). Lo mismo sucede con los sistemas de captación de imagen analógicos (ver *Figura 4*).



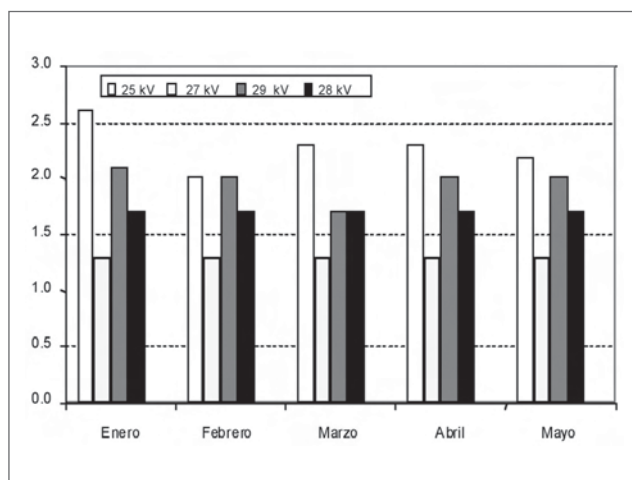
*Figura 4. DG para una misma densidad óptica (1.6 DO) en función de los distintos componentes del sistema de revelado analógico (1- Reveladora, 2- Chasis, 3- Pantalla de refuerzo, 4- Película) para un mismo modelo de equipo de mamografía (INSTRUMENTARIUM ALPHA RT), trabajando en modo semiautomático en todos los casos.*

Se puede constatar (*Figura 4*) que los menores valores de DG son para las combinaciones chasis, pantalla, película y reveladora del mismo fabricante. Cabe destacar que un factor importante al ajustar un mamógrafo con sistema de imagen analógica dentro de las tolerancias establecidas es que la reveladora asociada al equipo sea específica de mamografía, ya que esto influye en el tiempo de revelado entre otros factores <sup>(4)</sup>.

En cuanto a la estabilidad de estos mismos equipos a lo largo de un periodo de tiempo determinado, y teniendo en cuenta los mismos parámetros descritos en la figura anterior, también son más estables aquellos equipos que utilizan la misma firma en todos los componentes del sistema de revelado analógico (ver *Figura 5*).

## CONCLUSIONES

A la vista de los resultados obtenidos, se concluye que la DG de prácticamente todos los equipos de mamografía contenidos en el presente estudio es inferior a la tolerancia establecida, 2.5 mGy (2), observándose que el 75% de los equipos clasificados en cada uno de los sistemas de captación de imagen están por debajo de 2.0 mGy, valor de DG que se considera deseable <sup>(2)</sup>.



*Figura 5. Evolución temporal de la DG en función de los distintos componentes del sistema de revelado para un mismo modelo de equipo de mamografía.*

Se observa una menor DG en aquellos equipos RD en los que se selecciona automáticamente el filtro de Rh. Esto se debe a que estos equipos están capacitados para trabajar con espectros de energía más elevados, permitiendo de esta manera disminuir la carga y consecuentemente la DG, sin pérdida en la calidad diagnóstica de la imagen. En relación a la optimización de la dosis en los equipos RD, un factor crítico a tener en cuenta es el ajuste del equipo que sería la causa de las diferencias encontradas de DG en equipos idénticos, y es de especial interés que este ajuste se realice, siempre que sea posible, en espectros más energéticos con la consiguiente reducción de dosis <sup>(5), (6)</sup>.

Se puede apreciar que a pesar de que en los equipos con sistema RC la mejora en la reducción de la dosis no es tan significativa como en los equipos RD, sí que destacan en cuanto a estabilidad a lo largo del tiempo frente a las otras tecnologías.

Analizando los equipos con sistema de captación de imagen analógica se comprueba que los equipos con una menor DG y los más estables a lo largo del tiempo son aquellos que utilizan el mismo fabricante para cada uno de los componentes del sistema analógico de imagen (chasis, pantalla, película y reveladora) y una reveladora específica para mamografía.

## REFERENCIAS

1. *Protocolo Español de Control de Calidad en Radiodiagnóstico*. Revisión 1 2002 (Aspectos técnicos)
2. *European Guidelines for quality assurance in breast cancer screening and diagnosis*. Fourth Edition 2006



3. Dance, D.R., Skinner, C.L., Young, K.C., Beckett, J.R., Kotre C.J.. *Additional factors for the estimation of mean glandular breast dose using the UK mammography dosimetry protocol*. Phys. Med. Biol. 2000; 45; 3225-3240.
4. Coll, A., Medina, R., Vigil, A.. *Comparativa de la calidad de imagen y KASE en 37 equipos dedicados a cribado mamográfico en el área de Cataluña*. Revista de la Sociedad Española de Protección Radiológica 2005; 45(XII); 163-166.
5. Dance, D.R., Thilander, A.K., Sandborg M, Skinner, C.L., Castellano, Carlsson, G.A.. *Influence of anode/filter material and tube potential on contrast, signal-to-noise ratio and average absorbed dose in mammography: a Monte Carlo study*. The British Journal of Radiology 2000; 73; 1056-1067.
6. Young, K.C., Oduko, J.M., Bosmans, H., Nijs, K., Martínez, L.. *Optimal beam quality selection in digital mammography*. The British Journal of Radiology 2006; 79; 981-990.



SPF APRO-43

## ACTUALIZACIÓN Y OPTIMIZACIÓN DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL ÁREA DE QUIRÓFANOS EN LOS QUE SE TRABAJA CON RAYOS X

M. Téllez de Cepeda, E. Corredoira, A. Vicedo, V. de la Vara,  
A. Serrada, R. Plaza, C. Huerga, M. Sáez; J. Vidal

Servicio de Radiofísica y Radioprotección. Hospital Universitario La Paz

### INTRODUCCIÓN

En el área de quirófanos en los que se trabaja con rayos X, tanto la legislación como los manuales específicos de protección radiológica (PR) proporcionan la base suficiente como para que el sistema de PR pueda desarrollarse adecuadamente. Sin embargo la realidad pone de manifiesto que existen, con frecuencia, puntos de mejora en los que hay que insistir.

Las nuevas recomendaciones de ICRP <sup>(1)</sup>, aunque no representan grandes cambios fundamentales, así como el nuevo borrador sobre Protección Radiológica en Medicina(12-01-2007) de dicho organismo, ofrecen una buena justificación para iniciar una nueva campaña dirigida a esta actividad.

Entre los especialistas médicos la valoración real de la dosis recibida no es fácil dado que:

El dosímetro o bien no se usa o, si se usa, es frecuente que se deje en la bata y no se incorpore al pijama utilizado durante las intervenciones.

- El nº de pérdidas no comunicadas o no cambios sistemáticos es elevado.

- El sistema de altas y bajas dosimétricas no funciona adecuadamente.
- A pesar de que anualmente se recuerda que los profesionales que trabajen en otra instalación deben aportar el historial dosimétrico correspondiente, lo habitual es que no se obtenga ningún dato al respecto.

Por otro lado a efectos del Servicio de Prevención de Riesgos Laborales (SPRL) es importante definir quienes son los que realmente, por dosis recibida, son candidatos a clasificación como categoría A y, por lo tanto, de obligatorio reconocimiento médico anual.

En lo que atañe al personal de enfermería que colabora en las intervenciones quirúrgicas existe un mayor índice de cumplimiento de normas relativas al uso de los dosímetros.

Finalmente los técnicos que manejan el equipo suelen utilizar el dosímetro correctamente.

En cuanto a la dosimetría de zonas colindantes, es razonablemente fácil con una adecuada dosimetría de área.

Parece pues que sobre todo en el caso de los médicos

hay que proceder a asignar dosis por estimación que puede inferirse:

- a) de la dosimetría de algunos trabajadores expuestos de grupos afines, de los que se conoce de manera fiable que utilizan correctamente el dosímetro.
- b) de una toma de datos, compleja sin la colaboración eficiente de alguien desde dentro del grupo de profesionales afines en lo que a exposición se refiere, junto con una dosimetría de área interna del propio quirófano.

Tenemos que tener presente la importancia de disponer de un sistema sólido de datos dosimétricos teniendo en cuenta la importancia del mismo ante cualquier inspección (CSN, Trabajo etc.), requerimiento legal o solicitud de evaluación de riesgos por el SPRL., entre otros.

Es importante destacar que cualquier cáncer o problema genético puede ser percibido por los trabajadores como más fácilmente imputable a radiaciones ionizantes que a los más de 3000 agentes a los que estamos expuestos cuyos datos, sobre efectos, son en general, mucho menos conocidos y estudiados.

## DOSIMETRÍA

Sería importante:

- a) Contar con un grupo de trabajadores expuestos informados y dispuestos a colaborar- entre los cuales se debe incluir una muestra muy significativa de los que más dosis reciben- que utilicen realmente el dosímetro durante los momentos de intervención con RX y que remitan la dosimetría de otras instalaciones en las que trabajan, si es el caso.
- b) Decidir el modelo dosimétrico a emplear a efectos del cálculo de la dosis efectiva.

Aunque las lecturas del dosímetro personal generalmente aparecen como una representación razonable de la dosis equivalente<sup>(2)</sup>, no ocurre así con la dosis efectiva que puede ser subestimada, en función de la energía de los fotones, la anisotropía de la irradiación y de la posición del dosímetro, con la complicación añadida del uso del delantal plomado en cuyo caso, un único dosímetro no puede ser un sistema fiable para calcular E en todas las condiciones de exposición. Si se coloca sobre el delantal, la lectura sobreestima E en un factor de 2-60. Si se coloca bajo el delantal se puede subestimar en un factor de 7.

Será pues necesario aplicar factores de corrección a las lecturas dosimétricas para obtener un valor más representativo de la dosis efectiva real.

En casos especiales como radiología intervencionista o hemodinámica, en los que se manejan altas dosis se suelen emplear dos dosímetros, uno por debajo y otro sobre el delantal y, además, en su caso, se efectúa dosimetría de extremidades.

Diversos investigadores han elaborado<sup>(2)</sup> algoritmos teniendo en cuenta si se utilizan uno o dos dosímetros y, en el primer caso, donde se coloca así como, el espesor del delantal, el rango de kilovoltaje utilizado, la variabilidad de la incidencia del haz (frontal, lateral oblicuo y posterior). Asimismo ha de tenerse en cuenta la relación entre la superficie del cuerpo protegida y la no protegida.

Según la bibliografía referida se definieron tres factores uno llamado de protección que se refiere a la relación entre la dosis efectiva sin blindajes de protección y dos factores uno multiplicador y otro divisor, siendo este último el número por el que hay que dividir la lectura sobre el delantal para obtener la dosis efectiva es decir un indicador de cómo la lectura del dosímetro exterior sobreestima el valor de E.

La lectura del dosímetro colocado bajo el delantal plomado ha de multiplicarse por un factor que de alguna manera indica cómo dicha lectura subestima el valor de E.

Una conclusión de estos estudios refleja que un factor divisor de valor 5 proporciona un valor conservador de E en caso de un único dosímetro colocado sobre el delantal en la parte frontal a nivel del cuello o del tórax

Si se utilizan dos dosímetros los autores Huysquen y Franquen plantean un algoritmo de cálculo que puede sobreestimar hasta un 50% el valor de E y que viene dado por:

$$E \leq (1/D) * H_{\text{sobre delantal}} + H_{\text{bajo delantal}}$$

Siendo D= 10 si no se usa collarín de tiroides y 30 si se usa esta protección.

Shultz y Zoetleief, concluyen en su trabajo que el problema de deducir el valor de E tanto de un único como de un doble dosímetro no es trivial aun si se admiten incertidumbres de hasta factores de 2-3. Aunque se han propuesto diversos factores de corrección, no está claro cual es el mejor para una circunstancia determinada y apuntan a nuevas investigaciones con mayor desarrollo de métodos de Monte Carlo.

Si a esto se añade la evaluación de dosis en cristalino - que cobra aun mas importancia ante la posibilidad de cambio del valor del límite o de que los efectos en este órgano se consideren de carácter estocástico- y la de ex-



tremidades, parece obvio que este tema es de discusión y de armonización en la actualidad.

## FORMACIÓN E INFORMACIÓN

La legislación de nuestro país deja bien claro la necesidad de ambos conceptos.

En nuestro servicio de PR, como en otros muchos, se da un folleto divulgativo al solicitar el dosímetro personal y se dispone de acreditación del CSN para impartir cursos de Directores y Operadores de instalaciones de RX que se imparten anualmente en el caso de los primeros como bianualmente en el caso de los segundos. Son cursos interhospitalarios que se organizan a través de la Sociedad Madrileña de Radiofísica Hospitalaria y que son patrocinados por la Agencia Lain Entralgo.

La respuesta en asistencia de médicos de distintas especialidades que trabajan en procedimientos intervencionistas ha sido, hasta ahora, variable según el tipo de especialidad o servicio.

Las encuestas de satisfacción realizadas a los alumnos que han asistido, han sido plenamente satisfactorias con la salvedad de los conceptos de física de las primeras lecciones que más que suprimirlos habría que darlos envueltos en el contexto de la aplicación médica específica.

La reciente organización de formación de residentes es un marco adecuado para asegurar la difusión de la formación en Protección Radiológica.

La formación continuada requiere seminarios cortos, de carácter práctico, y específicos para la especialidad concreta a modo de sesiones clínicas, incluidos quizás en el horario de las mismas y/o como sesiones interservicios con recogida de firmas de asistencia para archivo.

### *Información del público en general.*

La dosimetría de área de las zonas colindantes es un indicador para realizar un informe anual de dosis al público (auxiliares, celadores, personal de otros servicios próximos o que atraviesan frecuentemente zonas de paso) que puede servir para los interesados y que recomendamos se remita al SPRL, que es un interlocutor con los trabajadores los trabajadores.

### *Información en situaciones especiales.*

La percepción del riesgo de las radiaciones ionizantes es, en general, mayor que la debida a otros muchos agentes comparativamente hablando.

La explicación de la relación lineal y sin umbral de la

probabilidad de efecto/dosis, no es fácil de llevar a cabo fuera del ambiente de expertos en PR.

La posibilidad de que los interesados puedan acudir al juzgado o a la prensa ha de ser tenida en cuenta a la hora de elaborar, cuanto antes, un informe bien documentado y con explicaciones claras.

No es extraño que cualquier descontento laboral pueda querer resolverse con apoyo de la protección radiológica si puede encontrarse por parte de los interesados alguna relación con las radiaciones, requiere una actuación adecuada a nivel de comunicación e información, con mensajes claros y transparentes, a la par que dentro de un contexto científico.

El lenguaje de la comunicación ha de ser entendido por los implicados a los que hay que escuchar y tratar de entender con calma.

Después de la reunión de Montbeliard (3) en la que participaron no solo expertos si no otros representantes de la sociedad, se ha elaborado un código de compromiso cuyo borrador final se ha sometido a comentarios. Este tema será tratado en el Congreso IRPA XII en 2008 en Argentina.

De dicha declaración extraemos lo siguiente:

Ante una situación conflictiva desde el punto de vista de trabajadores y público es preciso iniciar el proceso de información de los implicados lo antes posible.

Dicho proceso ha de ser abierto, incluyente y transparente y con un a tratamiento plural en el que se reconozcan los diferentes papeles y responsabilidades, se identifiquen los puntos clave, se genere un lenguaje común y exista intercambio libre de información que incluya la retroalimentación.

### *Información en situaciones de embarazo.*

Con frecuencia, aun en profesionales con formación existe un miedo excepcional a las radiaciones por lo que se requiere especial atención a la hora de informar.

Parece útil que el proceso se haga de acuerdo con el, SPRL.

Las nuevas recomendaciones de ICRP, con su capítulo de efectos biológicos en las que el valor de 100 mSv ha cobrado un papel relevante, deben ser tenidas en cuenta a la hora de elaborar documentos o información para casos de embarazo.

## CONCLUSIONES

- En radiología intervencionista interviene un amplio conjunto de implicados que requieren formación e información en PR



- La correcta evaluación o asignación de dosis efectiva, importante para la clasificación en categoría A o B con todo lo que implica para la obligatoriedad o no de uso de dosímetro individual, de reconocimiento periódico
- y exclusión de embarazadas, no es un tema obvio. Teniendo en cuenta el uso y tipo de equipos de protección individual, se requieren factores de corrección y sería deseable una armonización de criterios a la hora del registro de dosis.
- Es importante, en aquellas zonas clasificadas como controladas, que existan procedimientos claros de actuación adecuadamente difundidos entre los trabajadores expuestos en las mismas y **que se cumplan**.
- La formación de profesionales expuestos ha iniciado una vía adecuada con los criterios recién implantados en el sistema MIR<sup>(4)</sup>, aunque es importante que la PR no se considere como una carga impuesta sino como algo motivador para los profesionales y útil en el proceso de optimización.

- La información y comunicación con los implicados debe seguir criterios similares a los indicados en la declaración de "commitment" de los profesionales de la protección contra radiaciones.

## REFERENCIAS

1. ICRP. *Nuevas recomendaciones fundamentales aprobadas en ESSEN (Alemania)*, 19-21 de marzo de 2007.
2. F.W. Shultz y J. Zoetelief. *Estimating Effective Dose for a cardiac catheterisation procedure with a single or double personal dosimeter*. Radiation Protection Dosimetry (2006), Vol 118, No. 2, pp.196-204.
3. Second International Workshop "Process and Tools for Stakeholders Engagement in Radiological Protection: Montbeliard France, 29 november-1 december 2006; Organized jointly by. SEPR, SFRP, SRP, with the colaboración of ATSR and the support of IRPA .
4. Orden SCO/226/2007 de 24 de enero, *por la que se aprueba y publica el programa formativo de la especialidad de Cirugía Ortopédica y Traumatológica*. BOE núm. 33 de 7 de febrero de 2007



SPF APRO-57

## EVALUACIÓN DE GUANTES DE PROTECCIÓN EN PROCEDIMIENTOS INTERVENCIONISTAS

J.M. Ordiales<sup>1</sup>, E. Vañó<sup>1,2</sup>, J.M. Fernández<sup>1,2</sup>, C. Prieto<sup>1</sup>, D. Martínez<sup>1</sup>, A. Floriano<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Servicio de Física Médica. Hospital Clínico San Carlos,

<sup>2</sup>Departamento de Radiología. Facultad de Medicina. Universidad Complutense.

### INTRODUCCIÓN

La Radiología Vasculare Intervencionista se desarrolla mediante procedimientos mínimamente invasivos para lo cual es necesario el empleo de radiaciones ionizantes. En los últimos años el desarrollo de diferentes técnicas acompañadas de una mejora sustancial de la tecnología de los equipos de rayos X se ha reflejado en un incremento del abanico de opciones en este campo. El incremento de intervenciones realizadas en la especialidad lleva implícita la necesidad de un riguroso control de la dosis recibida tanto por el paciente como por los

profesionales que realizan los procedimientos para poder optimizar en la medida de lo posible, la exposición a las radiaciones ionizantes mediante la pericia en la realización del trabajo y el uso adecuado del material de protección.

La utilización de guantes de protección en Radiología Intervencionista (RI) es una recomendación ampliamente extendida<sup>(1,2)</sup>. No obstante su uso no es una práctica generalizada. Entre las diversas razones por las que se rechaza la utilización de este material de protección, está la pérdida de sensibilidad en las manos del especialista<sup>(3)</sup> que ha tratado de ser mejorada



por parte de los fabricantes. Por otro lado existe discusión acerca de la conveniencia o no de la utilización de guantes cuando se trata de procedimientos durante los cuales la mano del radiólogo pudiera introducirse en el haz directo de rayos X <sup>(4)</sup>. Esto implica un ajuste del Control Automático de Exposición (CAE) que induce un incremento sustancial de la dosis recibida por el paciente que en mayor o menor medida afecta a la mano del especialista. Adicionalmente, al aumentar los parámetros de exposición (kV y mA), el personal que se encuentra en la sala recibirá una dosis de radiación que podría no estar justificada. Por otro lado los equipos de rayos X que se utilizan en RI se sirven habitualmente la región central del intensificador o detector plano (generalmente 30-60% del área del detector) para realizar el CAE por lo que el efecto del uso de los guantes plomados cuando la mano se sitúa en el haz directo, depende de la zona en la que dicho control actúa. En el presente trabajo se presentan los resultados de las medidas realizadas con guantes de protección y la influencia que la posición de la mano del radiólogo respecto al campo de radiación, tiene en la dosis recibida.

## MATERIAL

Las medidas se llevaron a cabo en una de las salas de RI del Hospital Clínico San Carlos que dispone de un equipo de rayos X Philips modelo Allura XPER FD20 con un detector plano con selector gráfico para la zona de activación del CAE. Para las medidas de dosis se utilizó un electrómetro RadCal 2026C (RadCal, Monrovia, CA) con cámara de ionización plana RadCal de 60cm<sup>3</sup>. Se midieron los valores de la tasa de dosis a la entrada en un maniquí de polimetil metacrilato (PMMA) de espesores 16 y 24 cm. Se empleó un dosímetro Unfors modelo EDD-30 (Unfors, Billdal, Sweden) situado en los puntos de interés para las medidas de tasa de dosis dentro y fuera del guante. Un tercer detector de semiconductor Unfors modelo XI se utilizó para la medida de tasa de dosis y capa hemirreductora en la superficie de salida del haz en el maniquí de PMMA. Se utilizaron guantes de protección Radiaxon con equivalente de 0,03 mm de Pb a 80 kV. Adicionalmente se utilizó el test de Leeds TOR 18 para control de calidad de imagen.

## MÉTODO

Las medidas se realizaron en tres puntos de interés representativos de las posibles posiciones en las que se sitúa la mano del radiólogo durante la intervención.

El primero a 30 cm. del centro del maniquí y próximo a la altura de éste. El segundo sobre el maniquí de forma que estuviese dentro de la zona de incidencia del haz pero fuera de la zona de activación del CAE. Para identificar esta posición se empleó la herramienta gráfica del equipo que indica el área donde actúa el CAE y se comprobó la influencia que la aproximación paulatina de un bloque de láminas de cobre hacia el centro del campo, tenía en la variación del kV y mA proporcionados por el ajuste automático. Las medidas se realizaron con el detector Unfors EDD en posición fija con y sin guante de protección. El tercer punto de medida se situó en la confluencia del eje del haz de radiación con la superficie de salida del haz en el maniquí. Para cada uno de los puntos de interés se realizaron medidas en los modos de fluoroscopia alto, normal y bajo y para los dos grosores de PMMA indicados. El centro del maniquí se situó en el isocentro del



Figura 1. Posición del guante en el segundo punto de medida e imagen registrada en el monitor de sala

equipo. Simultáneamente se midió la tasa de dosis a la entrada del maniquí con la cámara RadCal y el valor de la capa hemirreductora en la superficie de salida del haz en el maniquí con el detector Unfors XI (figura 1). El tamaño del campo empleado para el detector fue de 48 cm. La distancia entre el detector plano y la superficie del maniquí fue de 5 cm. En las medidas realizadas en el centro del haz de radiación se tuvo especial cuidado en el posicionamiento del guante con el fin de evitar zonas de superposición del material del guante (excepto la correspondiente al dedo pulgar) que modificasen la protección en el uso real.

## RESULTADOS

A continuación se presenta un resumen de resultados. Los parámetros radiográficos del equipo para los distintos modos de fluoroscopia empleados se muestran en intervalos de variación. La atenuación producida por uso del guante en los dos primeros puntos de medida descritos se representa por su valor medio en los tres modos de fluoroscopia junto con el porcentaje de desviación estándar asociado (se realizaron al menos tres medidas en cada posición y modo de operación).

Tabla 1. Punto de medida fuera del haz de rayos X

Espesor PMMA (cm)	Intervalo de variación de mA	Intervalo de variación de CHR (mm Al)	Incremento tasa de dosis a la entrada del maniquí	Atenuación media producida por el uso de los guantes
16	5,3 – 8,3	4,4 – 3,7	No hay variación	48,3% ± 12%
24	8,0 – 13,2	6,9 – 4,5	No hay variación	42,1% ± 12%

Tabla 2. Punto de medida dentro del haz directo de rayos X y fuera del área de activación del CAE

Espesor PMMA (cm)	Intervalo de variación de mA	Intervalo de variación de CHR (mm Al)	Incremento tasa de dosis a la entrada del maniquí	Atenuación media producida por el uso de los guantes (%)
16	5,3 – 8,3	4,4 – 3,7	No hay variación	45,8 ± 12%
24	8,0 – 13,2	6,9 – 4,5	No hay variación	39,2 ± 12%

A continuación se presentan los valores de tasa de dosis a la entrada del maniquí de PMMA (tabla 3)

obtenidos para las medidas reflejadas en las tablas 1 y 2

Tabla 3. Tasa de dosis a la entrada del maniquí

Modo Fluoroscopia	16 cm PMMA	24 cm PMMA
Baja	119,3 ± 5 % μGy/s	409,0 ± 4% μGy/s
Media	148,6 ± 3 % μGy/s	570,5 ± 4% μGy/s
Alta	251,4 ± 6 % μGy/s	974,5 ± 4% μGy/s



Tabla 4. Punto de medida en el eje del haz de rayos X para espesor de PMMA de 16 cm

Guante	Intervalo de variación de kV	Intervalo de variación de mA	Intervalo de variación de CHR (mm Al)	Incremento de la tasa de dosis a la entrada del maniquí (%)		Atenuación media producida por el uso de los guantes (%)
				baja	media	
NO	70 - 67	6,3 – 8,8	4,4 – 3,7		42,0±5,4%	20,5 ±12%
SI	80	10,0 – 12,0	4,7 – 6,9	media	38,5±5,4%	22,7 ±12%
				alta	42,7±5,4%	22,4 ±12%

Tabla 5. Punto de medida en el eje del haz de rayos X para espesor de PMMA de 24 cm

Guante	Intervalo de variación de kV	Intervalo de variación de mA	Intervalo de variación de CHR (mm Al)	Incremento de la tasa de dosis a la entrada del maniquí (%)		Atenuación media producida por el uso de los guantes (%)
				baja	media	
NO	90 - 79	7,1 – 13,2	4,8 – 4,1		19,0±5,4%	30,6 ±12%
SI	88 - 85	12,9 – 11,8	5,0 – 4,3	media	20,6±5,4%	31,4 ±12%
				alta	17,6±5,4%	32,2 ±12%

## DISCUSIÓN

Fuera del campo de radiación, los valores de atenuación obtenidos son similares a los indicados por el fabricante de los guantes (*tabla 1*). El uso de este elemento de protección por parte del radiólogo en procedimientos en los que esta posición de las manos es la habitual, está claramente justificado. En el segundo punto de medida, los valores de atenuación obtenidos, aunque algo inferiores a los primeros, indican una protección efectiva (*tabla 2*). En esta zona, al no influir la posición de la mano en el ajuste que realiza el CAE, la dosis de radiación recibida por el paciente no se ve afectada por el uso del guante (los valores de kV y mAs no se modifican) sino únicamente por el espesor de la zona tratada o la angulación requerida del equipo de rayos X (*tabla 3*). Si el guante permite realizar el procedimiento sin pérdida de sensibilidad en las manos no se debería producir un aumento en el tiempo de fluoroscopia consiguiéndose una protección eficaz. En el tercer punto de medida, se aprecia claramente la diferencia existente al introducir el guante en el haz. En el caso del maniquí de 16 cm de PMMA (*tabla 4*), las condiciones de operación del equipo de rayos X son similares a la de los dos

casos anteriores cuando únicamente se ha empleado el detector Unfors EDD al no influir sobre los parámetros de ajuste del CAE. En pruebas realizadas con pequeños espesores de metacrilato con el fin de simular el espesor de la mano del especialista, se han apreciado pequeñas diferencias en los parámetros de ajuste del equipo. Cuando se introduce el guante en el campo de radiación, los valores de kV pasan del intervalo [70-67] a 80 kV, la corriente pasa del intervalo [5,3-8,3 mA] a [10,0-12,0 mA]. Esto supone un aumento medio de la tasa de dosis a la entrada del paciente del 41% y una reducción a la mitad (22%) de la misma en las manos del radiólogo. En el caso de trabajar en fluoroscopia en modo de “baja dosis”, para este espesor de maniquí, la relación coste beneficio es la peor, con un incremento de la tasa de dosis a la entrada del paciente de un 42% y una atenuación del 20,5% en la mano del radiólogo. En el caso del maniquí de espesor de 24 cm de PMMA (*tabla 5*), los valores obtenidos implican una mejora respecto al caso anterior al utilizar guantes plomados en la práctica clínica. La atenuación media en manos en los tres modos de fluoroscopia es del 31,4% con un aumento de tasa de dosis a la entrada del maniquí del 19%.

## CONCLUSIÓN

Aunque la utilización de guantes plomados es efectiva para la protección del especialista, es importante tener en cuenta la influencia que su presencia tiene en las técnicas radiográficas del equipo cuando se sitúan en la zona que activa el control automático de exposición (CAE). En estas condiciones, la protección del especialista es menos eficaz a la vez que incrementa de modo significativo la tasa de dosis de entrada en el paciente. Este hecho es especialmente significativo en pacientes de pequeño grosor como pueden ser los pediátricos. Además, el uso del guante provoca en el especialista una falsa sensación de seguridad que podría llevar a producir un incremento del tiempo de fluoroscopia. Todo ello exige una valoración muy cuidadosa del be-

neficio obtenido con estos elementos de protección en determinadas geometrías y procedimientos de RI.

## REFERENCIAS

1. Vañó E, Fernández JM, Delgado V, Gonzalez L. *Evaluation of Tungsten and Lead Surgical Gloves for Radiation Protection*. Health Phys. 1995;68(6):855-8.
2. Clasper JC, Pinks T. *Technical note: an assessment of X-ray protective gloves*. Br J Radiology 1995;68:917-9
3. Calder PR, Tennent TD, Allen PW. *Assessment of the efficacy of Proguard RR-2-radioprotective gloves during forearm manipulations*. Injury. 2003;34(2):159-61
4. Marx MV, Ellis JH. *Radiation protection of the hand in interventional radiology: Should it fit like a glove?* Radiology 1996;200:24-5



SPF APRO-35

## DOSIS EN MANOS Y CRISTALINO RECIBIDAS POR PERSONAL INTERVENCIONISTA EN TÉCNICAS TERAPÉUTICAS COMPLEJAS

S. Pérez<sup>1</sup>, M. Ginjaume<sup>1</sup>, R. Pallerol<sup>2</sup>, M. Ribas<sup>2</sup>, X. Ortega<sup>1</sup>, C. Castaño<sup>2</sup> y J. Villalba<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Intitut de Tècniques Energètiques – Universitat Politècnica de Catalunya, <sup>2</sup>Hospital de la Santa Creu i Sant Pau de Barcelona

## INTRODUCCIÓN

El uso de rayos x en técnicas de radiología intervencionista está experimentando un rápido y continuo crecimiento. Este incremento, tanto en número como en complejidad, supone una mayor exposición a la radiación de los profesionales que llevan a cabo este tipo de intervenciones, especialmente de las zonas del cuerpo más próximas al paciente y al haz de radiación.

El objetivo de este estudio consiste en llevar a cabo la estimación, mediante el empleo de dosímetros termoluminiscentes ultrafinos, de las dosis recibidas en manos y cristalino por el personal médico que realiza intervenciones terapéuticas percutáneas o especialmente complejas, donde existe una mayor exposición del personal<sup>1</sup>. El trabajo también analiza la eficiencia de dos tipos de guantes quirúrgicos plomados y de la mampara plomada

vertical que protege los ojos para reducir las dosis medidas.

## MATERIAL Y MÉTODOS

En cada una de las intervenciones estudiadas, se han estimado las dosis en manos y cristalino de dos cirujanos y un enfermero encargados de llevarlas a cabo. Las intervenciones estudiadas corresponden principalmente a procedimientos percutáneos, que requieren elevados tiempos de escopia, o procedimientos especialmente complejos.

El estudio engloba un total de 36 intervenciones, distribuidas en 10 vertebroplastias, 11 embolizaciones, 5 tips (transyugular postsistemic shunt) y 10 drenajes biliares, realizadas en el Hospital de la Santa Creu i Sant Pau.

A cada participante se le facilitaron, para cada inter-



Tabla 1. Características de las intervenciones estudiadas y distancias de trabajo del personal intervencionista al haz primario. Entre paréntesis se indica el rango de valores.

	DAP <sub>Fluoroscopia</sub> (Gy·cm <sup>2</sup> )	DAP <sub>Total</sub> (Gy·cm <sup>2</sup> )	t <sub>Fluoroscopia</sub> (min)	Distancia zona de trabajo – haz primario (cm)		
				Cirujano principal	Cirujano secundario	DUE
Drenajes biliares	337 (104-686)	351 (109-708)	40 (15-65)	10-15	45-100	> 250
Vertebroplastias	255 (58-521)	315 (63-590)	24 (12-35)	10-25	60-65	> 100
Tips	402 (71-1033)	1008 (223-1750)	54 (35-87)		60-65	200
Embolizaciones	442 (77-1510)	819 (205-2417)	71 (18-114)	10-50	75	> 75

vención, dos dosímetros de anillo prototipo INTE2, uno para cada mano (situados en la base del dedo anular o meñique), y un gorro de quirófano donde se adherieron dos dosímetros para la medida de la dosis que recibe el cristalino y que estaban situados en la frente del usuario durante el desarrollo de la intervención.

El dosímetro de anillo INTE consiste en un detector termoluminiscente tipo MCP-Ns (LiF:Mg,Cu,P) de 8.5 mg·cm<sup>-2</sup> situado en un soporte de PVC de la marca RADOS. El dosímetro de cristalino está constituido por una bolsa de PVC de 5 mg·cm<sup>-2</sup> donde se sitúan dos detectores MCP-Ns. La caracterización y calibración de los dosímetros se ha llevado a cabo en el Laboratorio de Calibración Secundario del INTE-UPC siguiendo las normas ISO 12794<sup>3</sup> e ISO 4037-3<sup>4</sup>. Los dosímetros han sido calibrados para la medida de dosis equivalente personal a la profundidad de 7 mg·cm<sup>-2</sup> en tejido, Hp(0.07), según se detalla en M. Ginjaume et al<sup>5</sup>.

El equipo de rayos x utilizado a lo largo de todo el estudio es de la marca Philips, modelo Integris 5000. Dispone de mampara plomada vertical suspendida del techo, con un grosor equivalente a 0.5 mm de Pb, y de cortina inferior plomada (0.5 mm de Pb) suspendida en la propia camilla que protege las extremidades inferiores del personal. Parámetros como la distancia de trabajo al haz de radiación, el tiempo de fluoroscopia y el producto dosis área (DAP) fueron registrados en cada intervención (ver *Tabla 1*), así como los elementos de protección utilizados. Adicionalmente se ha registrado la posición exacta en que se han ubicado los dosímetros de anillo durante su uso.

Dadas las condiciones de esterilización en que se desarrollan las técnicas intervencionistas estudiadas, previamente a la utilización rutinaria de los dosímetros de anillo se estudió el efecto de la esterilización y lavado sobre los mismos bajo tres métodos distintos<sup>2</sup>. Los resultados in-

dicen que los procedimientos de esterilización producen variaciones del orden del 3 % en la respuesta de los dosímetros utilizados, totalmente aceptables dentro de las incertidumbres del procedimiento. Así, se acordó que los cirujanos lavaran sus manos con los dosímetros de anillo colocados con anterioridad a la intervención y que posteriormente se pusieran los guantes quirúrgicos.

En cuanto al uso de guantes plomados, los cirujanos principales, que trabajan a distancias más próximas al haz y al paciente, los utilizan en el 90 % de los drenajes biliares y vertebroplastias, mientras que en embolizaciones es muy esporádico, 15 %, y en tips nunca se utilizan. El resto del personal muy ocasionalmente utiliza este elemento protector.

En aras a proponer elementos de protección adicionales, se llevó a cabo un estudio valorando la atenuación proporcionada por los guantes plomados utilizados a lo largo de todo el estudio, L3 de Ansell, otro modelo de guantes, ESP de Boston Scientific, y de la mampara plomada vertical utilizada. Las medidas se han realizado utilizando dosímetros TLD-100 y simulando las condiciones de irradiación habituales en vertebroplastia. Se han empleado maniqués de PMMA de dimensiones 30 cm x 30 cm x 15 cm y Ø2.9 cm x 30 cm para simular, respectivamente, el tronco del paciente y el dedo del cirujano principal en las posiciones más representativas de trabajo. Dichos maniqués son los recomendados por la norma ISO 4037-3<sup>4</sup>.

## RESULTADOS

El cirujano principal, situado a distancias más próximas al haz, es quien recibe las dosis más significativas, confirmandose los drenajes biliares como las intervenciones donde se registran las dosis en manos más elevadas (de 0.53 a 36.7 mSv/proc), seguidas por las vertebroplastias

Tabla 2. Dosis promedio estimadas para cada uno de los puestos de trabajo estudiados, diferenciando la posición del dosímetro y el tipo de intervención. Entre paréntesis se da el rango de valores.

	Dosis estimadas (mSv/proc)								
	Cirujano principal			Cirujano secundario*			Enfermero		
	Mano der.	Mano izq.	Cristalino	Mano der.	Mano izq.	Cristalino	Mano der.	Mano izq.	Cristalino
<b>Drenajes biliares</b>	9.96 (0.53-35.7)	17.83 (0.97-36.7)	0.52 (0.10-1.39)	2.34 (0.11-13.6)	2.03 (0.54-5.51)	0.41 (0.13-0.97)	0.09 (0.00-0.28)	0.02 (0.00-0.07)	0.06 (0.01-0.13)
<b>Vertebroplastias</b>	6.64 (0.81-14.0)	4.18 (0.65-9.22)	0.64 (0.00-1.49)	0.06 (0.02-0.16)	0.11 (0.01-0.29)	0.17 (0.11-0.30)	0.10 (0.00-0.32)	0.12 (0.00-0.39)	0.10 (0.00-0.29)
<b>Tips</b>	2.02 (0.63-3.85)	1.66 (0.69-2.09)	0.72 (0.17-1.70)				0.21 (0.06-0.27)	0.16 (0.11-0.27)	0.09 (0.03-0.17)
<b>Embolizaciones</b>	0.40 (0.00-2.14)	0.79 (0.00-5.63)	0.38 (0.00-2.71)	0.25 (0.00-1.59)	0.22 (0.00-1.42)	0.37 (0.00-2.45)	0.09 (0.00-0.44)	0.06 (0.00-0.20)	0.08 (0.02-0.35)

(de 0.65 a 14.0 mSv/proc), los procedimientos tips (de 0.63 a 3.85 mSv/proc) y por último las embolizaciones (de 0.00 a 5.63 mSv/proc) (Tabla 2). De forma genérica, el personal que trabaja a distancias superiores a 1.0 m del haz de radiación no registra dosis significativas en las exploraciones estudiadas.

En la relación entre las dosis en la mano izquierda y derecha de los cirujanos principales, se observa una gran variabilidad según sea el procedimiento estudiado. Para los drenajes biliares y embolizaciones es de un factor 2, lo que confirma que la primera mano, por el tipo de tareas a desarrollar, es la que está más próxima al paciente y haz. En cambio, en las vertebroplastias la tendencia es contraria con un factor 0.7 y en las intervenciones tips es próximo a la unidad, factor 1.1.

Agrupando los resultados por tipo de exploración, se observa, para los cirujanos principales, una clara correlación entre la dosis estimada en las manos y el DAP de fluoroscopia (superior a  $r = 0.80$  para la mano derecha en todos los casos), que permite realizar una primera aproximación de la dosis para distancias inferiores a 1 m del haz (Figura 1). Otros estudios<sup>6,7</sup>, indican que la dosis en manos depende de una multiplicidad de factores y no son concluyentes respecto a su relación con el DAP.

El ratio de la dosis media en dedo respecto al DAP obtenido en este estudio es comparable a los valores reportados por M. Whitby et al<sup>7</sup>.

La dosimetría de cristalino llevada a cabo muestra valores, en promedio, poco significativos y sensiblemente inferiores a las dosis registradas en manos, indicando así que el órgano crítico desde el punto de vista de la protec-

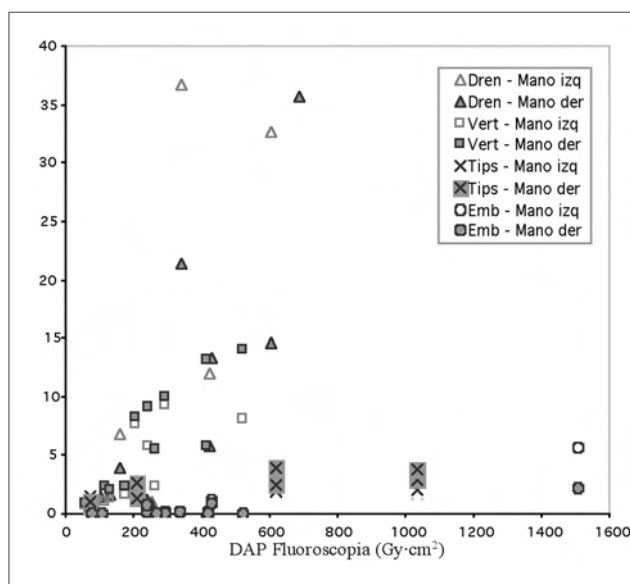


Figura 1. Dosis en manos en función del DAP Fluoroscopy. Los factores de correlación del ajuste lineal son, para la mano derecha:  $rdren=0.81$ ,  $rvert=0.84$ ,  $rtips=0.84$  y  $remb=0.82$ .

ción radiológica es la piel/extremidades y que, en general, se hace un buen uso de la mampara plomada vertical que protege los ojos. No obstante, se han detectado tres intervenciones tip y una embolización de aneurismo ilíaco donde las dosis a cristalino estimadas para los cirujanos participantes son significativas y comparables a las registradas en extremidades (Tabla 3). Estos resultados, son atribuibles a que, a pesar de situarse ambos cirujanos en puntos más alejados del haz, se requieren tiempos de escopia y valores del DAP<sub>Total</sub> más elevados



y no es posible el uso de la mampara vertical. En estos cuatro casos el órgano crítico desde el punto de vista de la protección radiológica es el cristalino y no la piel y por tanto, el número de exploraciones de estas características que se podrían realizar anualmente sin superar los niveles de dosis máximos establecidos estaría limitado.

Por tanto, se recomienda que, en todas aquellas intervenciones en que la vía de acceso al paciente no permita el uso de la mampara plomada, como sucede en el caso de los procedimientos tips, se utilicen gafas plomadas.

El estudio de caracterización de los sistemas de protección señalados, guantes y mampara vertical plomada, indica factores de atenuación del orden del 30 % para los guantes ESP, tanto en condiciones de irradiación bajo haz directo como a cortas distancias fuera del haz. Los guantes L3 presentan un poder atenuador sensiblemente inferior (Tabla 4).

Tabla 3. Intervenciones en las que se han detectado dosis en cristalino significativas y comparables a las registradas en manos. Entre paréntesis se indican las dosis en mano izquierda y derecha.

Intervención	DAP <sub>Total</sub> (Gy·cm <sup>2</sup> )	t <sub>Fluoro</sub> (min:s)	Dosis cristalino (mSv/proc)	
			Cirujano principal	Cirujano secundario
Tips	222.3	39:12	1.04 (1.86, 2.51)	0.39 (2.09, 3.85)
	1033.8	58:24	1.70 (1.97, 2.67)	0.29 (0.27, 1.26)
	1521.2	86:36	1.34 (1.98, 3.71)	1.21 (1.75, 2.84)
Embolización aneurismo ilíaco	2416.8	114:12	2.71 (5.63, 2.14)	2.45 (1.42, 1.59)

Se ha estimado que el uso de la mampara plomada atenúa un 95 % la radiación dispersa a una altura de 1.6 m respecto el suelo.

## CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos ponen de manifiesto la importancia de medir las dosis en manos de los cirujanos que participan en las exploraciones analizadas. El uso de delantales plomados garantiza una adecuada protección del cuerpo (niveles de dosis anuales registrados < 1 mSv en todos los casos), pero las manos, a pesar del uso de guantes plomados, permanecen expuestas de forma significativa, especialmente en drenajes y vertebroplastias.

Se comprueba que el cirujano principal, situado a dis-

Tabla 4. Atenuación de dos tipos de guantes bajo condiciones de haz directo y a 13 cm del haz.

	Haz directo	A 13 cm haz
L3 Ansell	21.4 %	15.9 %
ESP Boston Scientific	35.5 %	33.3 %

tancias más próximas al haz, es el que recibe las dosis mayores y se confirma que los drenajes biliares son las intervenciones en las que se registran dosis en manos más elevadas, siendo en promedio de  $13 \pm 6$  mSv/proc y con valores máximos entorno a los 36 mSv, resultado superior a los indicados por otros autores<sup>8</sup>. Agrupando los resultados por el tipo de exploración, se observa una clara correlación entre la dosis estimada en las manos del cirujano y el DAP. Este parámetro permite pues una primera estimación de las dosis en manos, que en general es la magnitud dosimétrica limitante para estos profesionales. No obstante, este procedimiento puede llegar a subestimar o sobre-estimar la dosis un factor 2.

Los resultados también confirman que el personal situado a distancias superiores a 1.0 m del haz registran dosis tanto en manos como en cristalino, en términos generales, poco significativas. Para este personal no se requeriría un control dosimétrico rutinario de extremidades o de cristalino.

En cuanto a los elementos de protección empleados, se recomienda utilizar los guantes que atenúan más, realizar comprobaciones experimentales entre diferentes modelos para verificar su poder atenuador y usar, en la medida de lo posible, siempre los más eficientes.

Asimismo, los resultados destacan la importancia del uso sistemático de la mampara vertical plomada que protege el cristalino. Se recomienda su uso siempre que la técnica lo permita. En caso de no ser posible, se recomienda la utilización de gafas plomadas.

## REFERENCIAS

1. T. Vehmas. *Radiation exposure during standard and complex interventional procedures*. Br. J. Radiol. 1997; 70: 296-298.
2. Ginjaume, M., Pérez, S. and Ortega, X. *Improvements in extremity dose assessment for ionising radiation medical applications*. Radiat. Prot. Dosimetry, Advance Access published on February 3, 2007, DOI 10.1093/rpd/ncl533.
3. International Organisation for Standardisation. *Nuclear energy - Radiation protection - Individual thermoluminescence dose-*



eters for extremities and eyes. International Standard ISO-12794 (Geneva: ISO) (2000).

- International Organisation for Standardisation. *X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for deterring their response as a function of photon energy – Part 3: calibration of area and personal dose-meters and the measurement of their response as a function of energy and angle of incidence.* International Standard ISO 4037-3 (Geneva: ISO) (1999).
- M. Ginjaume, S. Pérez, X. Ortega and M.A. Duch. *Comparison of two extremity dosimeters based on LiF:Mg,Cu,P thin*

*detectors for mixed beta-gamma fields.* Radiat. Prot. Dosim. 2006; 120 (1-4): 316-320.

- F. Vanhavere, D. Berus, N. Buls and P. Covens. *The use of extremity dosimeters in a hospital environment.* Radiat. Prot. Dosim. 2006; 118 (2): 190-195.
- M. Whitby and C.J. Martin. *A study of the distribution of dose across the hands of interventional radiologists and cardiologists.* Br. J. Radiol. 2005; 78: 219-229.
- M. Whitby and C.J. Martin. *Extremity doses to interventional radiologists.* Proceedings of the 6th European Alara Network Workshop, 2002, Madrid.



SPF AEBRE-20

## ANÁLISIS DEL DETRIMENTO RADIOLÓGICO EN RADIOLOGÍA INTERVENCIONISTA USANDO MÉTODOS DE DOSIMETRÍA FÍSICA Y BIOLÓGICA: EL SOFTWARE RADRISK-UPV

M. Ramos<sup>1</sup>, A. Montoro<sup>2</sup>, S. Ferrer<sup>1</sup>, M. Almonacid<sup>2</sup>, J.F. Barquinero<sup>3</sup>, G. Verdú<sup>1</sup>, P. Rodriguez<sup>3</sup>, LL. Barrios<sup>4</sup>, J.I. Villaescusa<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Departamento de Ingeniería Química y Nuclear, Universidad Politécnica de Valencia. <sup>2</sup>Servicio de Protección Radiológica, Hospital Universitario la Fe de Valencia. <sup>3</sup> Servicio de Dosimetría Biológica, Unidad de Antropología, Departamento de Biología Animal, Vegetal y Ecología. Universitat Autònoma de Barcelona (U.A.B). <sup>4</sup>Departamento de Biología Celular y Fisiología. Unidad de Biología Celular. U.A.B.

### RESUMEN

Los radiólogos intervencionistas son un colectivo frecuentemente expuesto a bajas dosis y bajas LET. Esta exposición puede llegar a inducir un detrimento, que depende, entre otros factores, del sexo, edad alcanzada, edad de exposición y dosis efectiva. El riesgo radiológico o detrimento ha sido estimado en un grupo de nueve trabajadores expuestos del Hospital La Fe de Valencia. Se ha realizado un seguimiento de las dosis físicas y biológicas de los radiólogos estudiados. Posteriormente se ha estimado el detrimento radiológico asociado empleando los datos dosimétricos anteriores y utilizando modelos

de proyección de riesgo basados en el informe UNSCEAR 2000, todo ello integrado en el software RADRISK-UPV.

### INTRODUCCIÓN

En la actualidad, una gran población de personal hospitalario, en particular radiólogos y técnicos especialistas en radiología, está expuesta a bajas dosis y bajas tasas de dosis de radiación ionizante. Pocos estudios se han realizado para estimar el riesgo de cáncer radioinducido entre el personal médico potencialmente expuesto a bajas dosis, entre los que destacan los realizados entre radiólogos del Reino Unido y Estados Unidos. En estos



casos, se observó un incremento en el riesgo de padecer leucemia y mieloma múltiple en comparación con otros médicos de otras especialidades y con la población general <sup>(1-8)</sup>. Existen otros estudios que evidencian el incremento de riesgo de sufrir distintos tipos de cánceres <sup>(9, 10)</sup>.

La dosis efectiva en exposición total o localizada a radiación ionizante es un parámetro aceptado generalmente como indicador de riesgo. Aunque el detrimento o riesgo radiológico de una exposición depende de la dosis efectiva, existen otros factores de riesgo, como el sexo, la edad de exposición o la edad alcanzada, que influyen en la probabilidad de padecer en un futuro un cáncer radioinducido.

En este trabajo, se ha desarrollado una metodología para estimar de forma cualitativa el detrimento radiológico asociado a diferentes historiales dosimétricos de radiólogos del Hospital Universitario La Fe de Valencia. En una primera etapa se ha realizado un seguimiento de las dosis físicas efectivas medidas en detectores TLD de muñeca y de cuerpo entero, y de las dosis biológicas derivadas de un estudio del número de translocaciones en linfocitos de sangre extraída a los radiólogos estudiados. En una segunda etapa se ha desarrollado un software (RADRISK) para estimar el detrimento radiológico asociado, empleando los datos dosimétricos obtenidos en la etapa anterior, utilizando modelos de proyección de riesgo basados en el informe UNSCEAR 2000.

## MATERIALES Y MÉTODOS

### *Población bajo estudio:*

Los sujetos bajo estudio son un grupo de 9 radiólogos intervencionistas del Hospital La Fe de Valencia, formado por 4 mujeres y 5 hombres entre 43 y 57 años. Este grupo estuvo expuesto a radiación directa de rayos X durante un periodo de entre 8 y 28 años en distintas intervenciones quirúrgicas. Las dosis a las que estuvieron sometidos fueron registradas mediante dosímetros TLD.

Se han tomado muestras de sangre de los miembros del grupo según los principios de seguridad y salud en el trabajo, siendo cada uno de ellos informado del uso de las muestras para este estudio y firmando su aceptación y consentimiento.

### *Dosis físicas y biológicas:*

Las dosis físicas de cada uno de los radiólogos se ha obtenido a partir de los dosímetros TLD que llevaban durante su jornada laboral, tanto en pecho como en muñeca. Las dosis biológicas se han obtenido extrapolando

el número de translocaciones a sus respectivas curvas dosis-efecto. Las aberraciones cromosómicas fueron detectadas mediante técnicas FISH. La *Tabla 1* muestra la descripción del grupo estudiado y la estimación de las dosis efectivas, tanto físicas como biológicas.

*Tabla 1: Dosis físicas y biológicas registradas con límites de confianza del 95%*

Caso	Edad <sup>b</sup>	Años Exp. <sup>c</sup>	Sexo	Dosis físicas <sup>a</sup> (mSv)		Dosis biológicas (mSv)
				TLD	Muñeca	AST <sup>d</sup>
1	56	22	H	75.2	988.9	546 (236-940)
2	43	8	H	21.3	450.6	46 (0-289)
3	45	13	M	60.2	776.0	99 (0-376)
4	58	25	M	228.1	201.9	596 (73-1710)
5	44	17	H	10.7	141.1	48 (0-295)
6	57	27	H	5.5	-	151 (0-467)
7	54	28	H	105.8	216.6	441 (179-773)
8	51	23	M	2.2	-	401 (125-777)
9	57	27	M	115.2	25.9	166 (8-440)

*a Dosis físicas subestimadas debido al uso discontinuo de los dosímetros.*

*b Edad actual.*

*c Años de exposición laboral.*

*d Dosis estimada para el total de translocaciones simples aparentes (AST) usando la curva dosis efecto:*

$$Y = (0.86 \pm 0.13) \times 10^{-2} + (6.57 \pm 1.06) \times 10^{-2} D + (4.15 \pm 0.55) \times 10^{-2} D^2$$

Como se observa en los resultados dosimétricos, hay diferencias considerables entre las dosis físicas registradas y las dosis biológicas estimadas. Esto indica que los radiólogos no llevaban siempre puestos sus dosímetros o no estaban siempre expuestos a la radiación, lo cual implica una posible exposición parcial del cuerpo.

### *Exceso Absoluto de Riesgo (EAR) y Riesgo de Inducción de Cáncer por Exposición (REIC):*

Estos dos parámetros son apropiados para la comparación de los efectos de la radiación entre distintos grupos poblacionales y distintos niveles de exposición, pudiendo cuantificar los posibles efectos.

El EAR indica la probabilidad de desarrollar un cáncer después de la exposición a radiaciones ionizantes, teniendo en cuenta parámetros individuales, de dosis y periodo de latencia.

El informe UNSCEAR 2000 muestra un amplio grupo de cohortes que permiten la estimación del riesgo radiológico. Para este estudio se han considerado los datos obtenidos de la observación de supervivientes de

las bombas atómicas de Hiroshima y Nagasaki. Se ha considerado el modelo de riesgo basado en el EAR por persona-año-sievert (PYSv) para exposiciones externas de bajo LET, transportando el riesgo de la población japonesa a la población en estudio. La *Tabla 2* muestra el EAR medio para incidencia de cáncer en hombres y mujeres.

*Tabla 2: EAR para incidencia de cáncer (10<sup>4</sup> PYSv)<sup>-1</sup> del cohorte Life Span Study (UNSCEAR 2000)*

		EAR (10 <sup>4</sup> PYSv) <sup>-1</sup>	
		Hombre	Mujer
Cáncer Sólido	Cáncer de piel	0.89	0.72
	Leucemia	3.35	2.29
Cáncer no-sólido	Enfermedad de Hodgkin	0.04	0.04
	No-Hodgkin linfoma	0.73	-0.20
	Mieloma múltiple	0.26	-0.08

El riesgo de inducir un cáncer por exposición (REIC) se define como la probabilidad de que un individuo desarrolle un cáncer radioinducido, no necesariamente mortal, a lo largo de toda su vida. Este parámetro se estima mediante:

$$REIC = \left( \sum_{j=e+L}^M s_{1j} EAR_j \right)$$

Donde  $e$  es la edad de exposición,  $L$  es el periodo de latencia y  $s_{1j}$  es un estimador de la función de supervivencia:

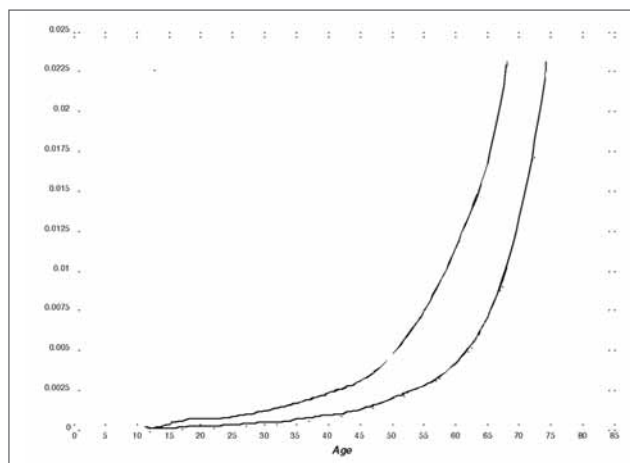
$$s_{1j} = \prod_{i=e}^j [1 - \lambda_{all}(i)]$$

Siendo  $\lambda_{all}$  la función base de mortalidad de la población de la Comunidad Valenciana y  $L=5$  el periodo de latencia.

La función base de mortalidad,  $\lambda_{all}$ , ha sido obtenida a partir de datos estadísticos poblacionales (INE). El transporte del EAR desde la población del Life Span Study a la población valenciana se ha realizado mediante esta función base de mortalidad, empleando el software RADRISK, desarrollado por los autores para la realización de este trabajo.

La *figura 1* muestra la función base de mortalidad para la población de la Comunidad Valenciana.

## RESULTADOS



*Figura 1: Función base de mortalidad en la Comunidad Valenciana (2001) extraída de la base de datos del INE*

En las *Tablas 3, 4 y 5* se presenta el riesgo de inducción de cáncer por exposición, tanto para dosis físicas como biológicas. Las dosis efectivas registradas mediante dosímetro de muñeca han sido empleadas para la estimación de incidencia de cáncer de piel, mientras que las dosis de TLD y biológicas se han empleado para estimar la incidencia de cánceres no-sólidos.

Como se observa, en algunos casos, hay un incremento apreciable en la incidencia de cáncer debido a la exposición a radiación, especialmente para cáncer de piel y leucemia. El REID (Riesgo de muerte por exposición) para linfoma de no-Hodgkin y mieloma múltiple inducidos, es inapreciable para mujeres, consecuencia de una tendencia negativa en el EAR del informe UNSCEAR 2000.

## CONCLUSIONES

A pesar de las incertidumbres en el transporte de riesgos, el detrimento radiológico medio, expresado como el riesgo de inducción de cáncer por exposición (REIC) es apreciable para algunos de los individuos y algunos tipos de cáncer. Otros, como la incidencia de cáncer no-sólido, son inapreciables.

Con este estudio, se cuestiona el uso adecuado de los dosímetros personales. Tal y como muestran los valores, las dosis biológicas son superiores a las dosis físicas registradas. Una de las razones podría ser que los dosímetros de anillo o muñeca son incómodos en las operaciones quirúrgicas, por lo que los intervencionistas podrían haber prescindido de ellos. Otra de las razones podría

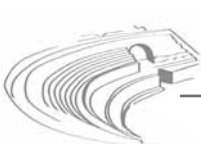


Tabla 3: Riesgo de inducción de cáncer por exposición (REIC) para cáncer de piel.

Case	REIC ( $10^{-3}$ )
1	5.39
2	2.38
3	4.36
4	1.10
5	0.92
6	0.00
7	1.45
8	0.00
9	0.15

Tabla 4: Riesgo de inducción de cáncer por exposición para cáncer no-sólido (valores por 1000).

Caso	Leucemia	Enfermedad de Hodkin	Enfermedad no-Hodkin	Mieloma múltiple
1	11.21	0.13	2.44	0.87
2	0.91	0.01	0.20	0.07
3	1.77	0.03	-	-
4	10.40	0.18	-	-
5	1.18	0.01	0.26	0.09
6	3.45	0.04	0.75	0.26
7	11.14	0.13	2.42	0.86
8	7.86	0.13	-	-
9	3.11	0.05	-	-

Tabla 5: Riesgo de inducción de cáncer por exposición para cáncer no-sólido (valores por 1000).

Caso	Leucemia	Enfermedad de Hodkin	Enfermedad no-Hodkin	Mieloma múltiple
1	1.54	0.01	0.33	0.12
2	4.25	0.00	0.09	0.03
3	1.07	0.01	-	-
4	3.98	0.06	-	-
5	0.26	0.00	0.05	0.02
6	0.12	0.00	0.02	0.00
7	2.67	0.03	0.58	0.20
8	0.04	0.00	-	-
9	2.15	0.03	-	-

ser la no apreciación del riesgo por parte de los usuarios, infravalorando el peligro al que están expuestos. Este comportamiento debería tenerse en cuenta e intentar modificarlo mediante la formación e información de los trabajadores expuestos a radiaciones, la asistencia a cursos de reciclaje en materia de protección radiológica, concienciando a los usuarios de la importancia de su protección.

La dosimetría biológica podría ser un nuevo parámetro a considerar en el chequeo de los trabajadores cuando existe un riesgo de exposición a radiaciones ionizantes, pues es un indicador de la radiosensibilidad del trabajador, pudiéndose reducir la incidencia de cáncer dependiendo de cada caso, cuando el trabajador es informado acerca del riesgo a que está expuesto en un momento determinado. Estos estudios citogenéticos deberían extenderse a más radiólogos intervencionistas, enfermeras y técnicos para evaluar el riesgo derivado de la exposición ocupacional.

## REFERENCIAS

1. Barquinero JF, Cigarrán S, Caballín MR, Braselmann H, Ribas H, Egozcue J and Barrios L 1999 'Comparison of X-ray dose-response curves obtained by chromosome painting using conventional and PAINT nomenclatures' Int J Radiat Biol 75, 1557-1566
2. Edwards AA, Lindholm C, Darroudi F, Stephan G, Romm H, Barquinero J, Barrios L, Caballín MR, Roy L and Voisin P 2005 'Review of Translocations detected by FISH for retrospective biological dosimetry' Rad Prot Dos 81(2), 139-45
3. IAEA 2001 'Cytogenetic Analysis for Radiation Dose Assessment, A Manual' Technical Reports Series n°. 405, International Atomic Energy Agency, Vienna
4. ICRP Publication 60. 1990 'Recommendations of the International Commission on Radiological Protection' Annals of the ICRP (1991)
5. Montoro A et al. "Biological dosimetry in a group of radiologists by the analysis of dicentrics and translocations" Radiat Res 164(5), 612-17 (2005)
6. Ramos M, Ferrer F, Villaescusa JI, Verdú G, Salas MD and Cuevas MD 2005 'Use of risk projection models to estimate mortality and incidente from radiation-induced breast cancer in screening programs' Phys Med Biol 50 505-520
7. UNSCEAR, Sources and Effects of Ionizing Radiation: 1994 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. United Nations, New York (1994)

**CONFERENCIA**

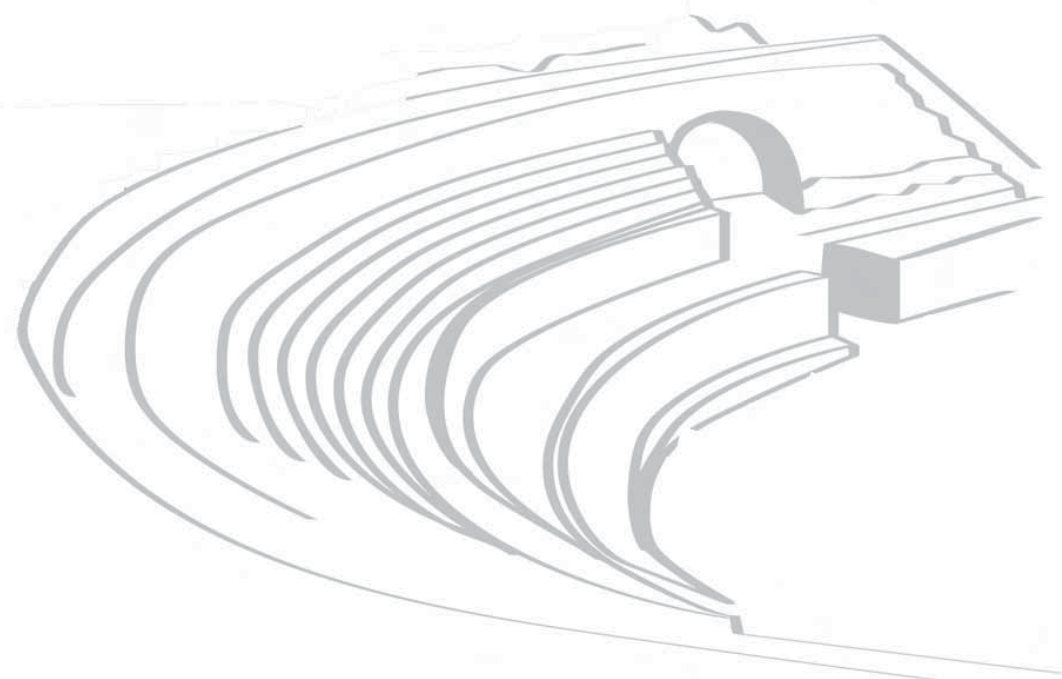
# PRINCIPALES IMPLICACIONES DE LAS NUEVAS RECOMENDACIONES DE LA ICRP

**Jueves 20 de septiembre de 2007**

**15:00 - 16:15**

Presentador: **Pedro Carboneras** (ICRP, ENRESA)

Coordinador: **David Cancio** (CIEMAT)



# ALGUNAS IMPLICACIONES Y BASES CIENTÍFICAS DE LAS RECOMENDACIONES 2007 DE LA COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Annie Sugier

*Miembro de la Comisión Principal y Presidenta del Comité 4 de la ICRP.*

Durante su reunión de Essen (Alemania) en marzo de 2007, la Comisión Internacional de Protección Radiológica (conocida por su acrónimo inglés ICRP) ha aprobado unánimemente la versión final de las nuevas recomendaciones generales en materia de protección del hombre y del medio ambiente contra las radiaciones ionizantes. Estas recomendaciones reemplazarán a las anteriores publicadas en 1991, es decir, hace más de 15 años (Publicación N°60).

## UN PROCESO ABIERTO

Esta decisión marca la última etapa de un proceso que hace 9 años. Por primera vez, la ICRP ha efectuado un diálogo con los profesionales de la protección radiológica. Este proceso ha estado marcado por múltiples reuniones, coloquios y conferencias organizadas por diversos organismos nacionales e internacionales relacionados con el tema. En particular, conviene subrayar el papel que han tenido en este diálogo la Agencia de la Energía Nuclear y la Comisión Europea. Además, en dos ocasiones, el proyecto ha dado lugar a una amplia consulta a través de Internet. En total, se han recibido más de 700 páginas de comentarios.

## MOTIVOS PARA UN CAMBIO

Las razones que motivaron los cambios son de tres tipos: integrar las evoluciones científicas, tomar en cuenta el retorno de experiencia en la aplicación del sistema actual y responder a las expectativas de la sociedad en materia de protección del medio ambiente.

La ICRP ha realizado un examen detallado de los conocimientos científicos adquiridos desde hace quince años. Las principales consecuencias para la gestión del riesgo radiológico son las siguientes:

(1) Se ha fortalecido la hipótesis de la relación lineal dosis-efecto; (2) el coeficiente nominal de riesgo para los efectos estocásticos (cánceres y efectos hereditarios) de

aproximadamente 5% por Sievert sigue siendo apropiado para los fines de protección y (3) se ha mantenido el Factor de Eficacia de la Dosis y Tasa de Dosis (DDREF) en el valor de 2. El DDREF permite pasar del coeficiente de riesgo evaluado a partir de los grupos de población estudiados (en general, expuestos a dosis altas recibidas a tasas de dosis altas) al coeficiente utilizado para las personas comúnmente expuestas (a dosis y tasas de dosis bajas).

El retorno de experiencia en la aplicación del sistema de protección radiológica que resulta de la ICRP-60 ha mostrado que éste ha funcionado correctamente. Esto es cierto en el ámbito clásico de las prácticas, en el que se controlan las fuentes desde el inicio, pero ha sido más difícil de aplicar en ciertas situaciones de intervención, ya sea en situaciones de emergencia radiológica o de exposición crónica (exposición a las fuentes naturales, gestión de territorios contaminados, etc.).

Desde la aparición de la ICRP-60, la evolución de la sociedad ha estado marcada por la necesidad de un desarrollo sostenible y como corolario una mayor exigencia de calidad del medio ambiente. En este contexto, se ha vuelto a examinar la aseveración según la cual se aseguraba la protección del medio ambiente protegiendo la especie humana. La conclusión ha sido que la misma no estaba explícitamente demostrada. La ICRP ha creado un comité científico para poner las bases de un sistema de protección radiológica de las especies no humanas (fauna y flora). La revisión de las recomendaciones de la ICRP ha sido la ocasión para integrar las primicias de esta reflexión, con una amplitud aún modesta.

## PRINCIPAL NOVEDAD

La principal novedad es el final de un **sistema de protección de dos velocidades**. En lo que la ICRP-60 llamaba "prácticas" (por ejemplo, la explotación de fuentes industriales) se fijaron valores de dosis máximos por debajo de los cuales se debían reducir tanto como fuera

razonablemente posible las exposiciones. En el otro caso que la ICRP-60 llamaba “intervenciones” (por ejemplo, los sitios o territorios contaminados) se fijaron niveles de acción – que a veces eran relativamente elevados – con la obligación de actuar **sólo** cuando se excedieran dichos valores.

En el futuro, se aplicará el primer enfoque cualquiera que sea el tipo de situación de exposición. Las mismas ahora se denominan situación planificada, de emergencia o existente. Los valores de referencia seleccionados constituyen una guía imprescindible para la buena utilización del principio de optimización.

**Estos valores de referencia** se aplican a la exposición de un individuo a una **f fuente dada**. Se les llama “restricción de dosis” (“dose constraints”) en las situaciones planificadas y se les llama “nivel de referencia” (“reference levels”) en las otras situaciones, en ambos casos se trata del mismo concepto. Para guiar a las autoridades reguladoras nacionales en la elección de valores apropiados, la ICRP ha definido una escala de dosis (Tabla 1). La misma traduce el hecho de que en un *continuum* de riesgo (linealidad sin umbral) el riesgo que cada uno está dispuesto a aceptar depende del contexto de la exposición. Esta escala está dividida en tres franjas, según que la acción sea más o menos necesaria, en función de las características de la situación de exposición (control más o menos fácil de la fuente, beneficio individual o para la sociedad de la situación, exigencias en términos de información, formación y seguimiento dosimétrico o médico). Los valores numéricos que enmarcan estas franjas existían ya en las recomendaciones anteriores: <1mSv/año; 1-20 mSv/año y 20-100 mSv/año.

Así, el principio de optimización aparece en el centro del nuevo sistema como principio director para mantener las dosis de las personas expuestas tan bajas como sea razonablemente posible, cualquiera que sea la situación de exposición. Se conservan los otros dos principios, pero algo “atenuados”:

- La justificación, aplicable a las decisiones que modifican las exposiciones de una fuente dada, pero reconociendo que la protección radiológica sólo es un elemento importante en esas decisiones.
- Los límites de dosis individuales, aplicables a la exposición que resulta del **conjunto de las fuentes** a las que está expuesto el individuo incluso si a menudo es difícil identificarlas todas. Los límites se aplican sólo en las situaciones de exposición planificadas que son las únicas en las que es posible controlar “a priori” la magnitud de las exposiciones individuales. Los valo-

res estipulados en la Publicación 60 no cambian.

Se conservan también las categorías de exposición (en el trabajo, del público y médicas); en particular, con valores numéricos diferentes y una contabilización separada de las dosis incluso cuando una persona es a la vez trabajadora, miembro del público y paciente.

El objetivo de la ICRP era simplificar el sistema sin perturbarlo, para tener en cuenta la demanda de estabilidad expresada por los profesionales, en particular por las autoridades reguladoras. Sin embargo, las nuevas recomendaciones se traducirán mediante inflexiones en la gestión de las situaciones de exposición de urgencia y existentes. Estos cambios se refieren fundamentalmente a los valores de referencia y su utilización.

Hasta ahora, la gestión de las situaciones de emergencia implicaba la implantación de medidas de protección individuales (ingestión de pastillas de yodo, puesta a cubierto, evacuación, realojamiento). La activación se decidía en función de niveles de intervención asociados a cada una de ellas, sin interesarse verdaderamente por la dosis individual resultante (dosis residual). Desde ahora, la ICRP aconseja un criterio expresado en dosis residual y recomienda el valor máximo de 100 mSv cualesquiera que fueren las circunstancias, salvo que sea para salvar vidas humanas. Para respetar este nivel de ambición, se debe definir una estrategia que combine todas las medidas de protección.

En las situaciones existentes (exposiciones a radiación natural o postaccidentales), la práctica actual consiste en implantar acciones de protección sólo cuando se exceda los niveles de acción establecidos. Además, partiendo de la idea de que es más difícil controlar estas situaciones, los valores recomendados son relativamente elevados (acción casi siempre justificada a más de 100 mSv/a, casi nunca justificada a menos de 10 mSv/a y puede justificarse, según el caso, entre estos dos valores). La experiencia ha mostrado que se podía obtener mejores resultados (y que esto era deseable por razones de equidad y ética). La ICRP recomienda en lo sucesivo implantar estrategias graduales que tiendan a obtener, al final, niveles de exposición comparables con los de las situaciones normales (cerca de 1 mSv/a). Ello incluso a costa de una vigilancia a largo plazo, e incluso por parte de los individuos expuestos.

No obstante, las nuevas recomendaciones siguen siendo generales. La ICRP ha creado dos grupos de trabajo encargados de avanzar en materia de la aplicación del nuevo sistema en las situaciones de exposición de emergencia y existentes. Se prevé finalizar los informes correspondientes para 2009. Mientras tanto, esta evolu-



Restricciones y niveles de referencia (dosis efectiva proyectada <sup>1</sup> , en mSv)	Características de la situación de exposición	Exigencias que se debe cumplir	Ejemplos
<b>20 a 100<sup>2</sup></b>	Situaciones en las que los individuos están expuestos a fuentes no controlables. Acciones para reducir las dosis altamente restrictivas. En general, se controla las exposiciones mediante acciones sobre las vías de exposición y no sobre la fuente misma.	Esforzarse en reducir las dosis, en particular si están cerca de 100 mSv. Obligación de informar a los individuos sobre los riesgos y sobre las acciones para reducir las dosis. Obligación de evaluar las dosis individuales.	Nivel de referencia definido por la dosis (proyectada o residual) en caso de <b>emergencia radiológica</b> .
<b>1 a 20</b>	En general, los individuos expuestos reciben un beneficio de la situación de exposición pero no necesariamente de la exposición en si misma. Es posible controlar las exposiciones en la fuente o mediante una acción sobre las vías de exposición.	Si fuere posible, una información general debe estar disponible para que los individuos puedan reducir sus dosis. Obligación, para las situaciones planificadas, de una vigilancia individual y de una formación.	Restricciones para la exposición de los <b>trabajadores en las situaciones planificadas</b> . Restricciones para los <b>acompañantes de pacientes</b> tratados con fármacos radiactivos. Nivel de referencia para el <b>radón en las viviendas</b> .
<b>menos de 1</b>	Los individuos expuestos a una fuente reciben poco o ningún beneficio de la situación de exposición, lo que en cambio aporta un beneficio a la sociedad en general. Se controlan generalmente las exposiciones mediante acciones realizadas directamente en la fuente, para la que se pueden planificar con antelación medidas de protección.	Debe estar disponible una información general sobre el nivel de exposición Se deben efectuar verificaciones periódicas en las vías y los niveles de exposición.	Restricciones para el <b>público en las situaciones planificadas</b> .

<sup>1</sup> Dosis aguda o anual.

<sup>2</sup> En situaciones excepcionales, algunos trabajadores, voluntarios e informados, pueden recibir dosis superiores al máximo indicado para salvar vidas, prevenir efectos radioinducidos graves o prevenir el desarrollo de condiciones que pudieren conducir a una catástrofe.

Tabla 1. Escalas de restricciones y niveles de referencia con respecto a una fuente dominante. Ejemplos de valores utilizados para la protección de trabajadores y miembros del público que se aplican en todas las situaciones de exposición que se puede controlar.

ción será probablemente retomada por los otros organismos internacionales que han comenzado la revisión de sus propias Normas Básicas (OIEA y EURATOM).

## BASES CIENTÍFICAS DE LAS RECOMENDACIONES 2007. CONSECUENCIAS PRÁCTICAS

Las recomendaciones 2007 de la ICRP se apoyan en una base de conocimientos científicos actualizados. Los mismos se basan en estudios realizados durante los últimos quince años y publicados en tres documentos

complementarios de las recomendaciones. Estos documentos han sido igualmente sometidos a la crítica de las organizaciones nacionales e internacionales:

- *Extrapolación a dosis bajas del riesgo de cáncer radioinducido*] (Publicación ICRP-99, 2006),
- *Informaciones biológicas y epidemiológicas sobre los riesgos para la salud atribuibles a las radiaciones ionizantes: una opinión resumida para el uso de la protección radiológica de los seres humanos* (Anexo A de las Recomendaciones 2007),
- *Base de las magnitudes dosimétricas utilizadas en*



*radioprotección* (Anexo B de las Recomendaciones 2007).

La ICRP ha obtenido las conclusiones que se exponen a continuación para la estimación del riesgo radiológico.

#### Riesgo de cáncer radioinducido

**Forma de la relación dosis-efecto.** La potencia estadística de los estudios epidemiológicos aumenta con la duración del seguimiento de las poblaciones expuestas. El mayor número de cánceres observado contribuye entonces a la mejor comprensión y a la precisión de las relaciones dosis-efecto. Los datos provenientes del seguimiento de los supervivientes japoneses de Hiroshima y Nagasaki, son compatibles, en una amplia gama de dosis, con una relación lineal o lineal-cuadrática. Ambas representan la mayor población estudiada de manera detallada, prolongada y con una evaluación realista de las dosis individuales. Los resultados de muchos otros estudios son también compatibles con una relación lineal. La extrapolación lineal del riesgo estimado para dosis agudas de aproximadamente 1 Sv puede utilizarse para la estimación del riesgo debido a dosis bajas. Existe coincidencia en esta conclusión por parte de UNSCEAR (Comité de Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas. Informes de 2000 y 2006), al igual que las Academias Nacionales de Estados Unidos (NAS/NRC: Consejo Nacional de Investigaciones de las Academias Nacionales. Informe BEIR VII, fase 2, 2005) y el Consejo Nacional de Radioprotección de Estados Unidos (NCRP: Consejo Nacional de Protección Radiológica, Informe n° 36, 2001). En base a estos resultados, la ICRP estima que para las dosis bajas, es decir en la gama de dosis inferiores a 100 mSv, es *científicamente razonable* suponer que el aumento de los cánceres es directamente proporcional al aumento de la dosis (relación lineal).

**La cuestión del umbral.** Aunque la dosis mínima necesaria para apreciar un exceso de riesgo tenga tendencia a disminuir cuando el poder estadístico aumenta, el UNSCEAR piensa que la epidemiología por sí sola no puede demostrar la existencia o no de un umbral de dosis por debajo del cual las radiaciones no inducirían cánceres. UNSCEAR añade que la incapacidad de los estudios epidemiológicos a detectar un incremento del riesgo a dosis muy bajas no implica que el riesgo de cáncer no exista a estos niveles de dosis. La ICRP en acuerdo con estas conclusiones considera que su sistema de protección puede seguir basándose en una relación lineal sin umbral.

#### **Reducción de la eficacia de las radiaciones a dosis**

**bajas recibidas a tasas bajas.** No se ha podido afinar, con base únicamente en estudios epidemiológicos, el valor del Factor de Eficacia de la Dosis y Tasa de Dosis (DDREF) fijado por la ICRP en 1990 en un valor de 2. La comparación, por las Academias Nacionales de Estados Unidos<sup>2</sup>, de exposiciones experimentales y de la combinación de datos epidemiológicos, animales y celulares, ha conducido a valores situados entre 1,1 y 2,3, con un valor recomendado de 1,5. No obstante, un valor de 2 es compatible con los datos de base y el informe estadounidense reconoce que la elección comporta incertidumbres de tipo subjetivo y probabilista. El informe añade que el valor del DDREF se sitúa entre 2 y 4 para la inducción de mutaciones en los genes o a nivel cromosómico, y entre 2 y 3 para la inducción de cánceres y para el acortamiento de la duración de la vida en los animales. Por consiguiente, la ICRP conserva un DDREF igual a 2 para los cánceres de órganos sólidos (para la leucemia una relación de tipo lineal-cuadrático es más posible). No obstante se reconoce que pueden existir valores diferentes para órganos y tejidos particulares.

**Cuantificación del riesgo de cáncer.** Desde 1990, se han acumulado nuevas informaciones, especialmente sobre el riesgo para ciertos órganos. Estas informaciones provienen en su mayor parte del estudio de los supervivientes japoneses de Hiroshima y Nagasaki, cuyo periodo de seguimiento es de 47 años para la mortalidad por cáncer y de 41 años para la incidencia de los cánceres. Además, como el diagnóstico de cáncer es de mejor calidad que en el pasado, es actualmente posible atribuir una mayor importancia a los datos de la incidencia. Para ciertos cánceres y su localización, los resultados de este estudio son razonablemente compatibles con los estudios epidemiológicos de pacientes y trabajadores, así como con estudios de tipo ecológico. Sin embargo, la mayoría de estos últimos estudios presentan una insuficiencia de datos sobre las dosis y los tumores imputables a las radiaciones. El modo de cálculo actual de la ICRP, en promedio para los dos sexos, implica la estimación de los riesgos nominales de cáncer para diferentes órganos y tejidos, ajustados en función del DDREF y de la letalidad y la calidad de vida. En base a ello, la ICRP propone un coeficiente de riesgo igual a  $5,5 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$  para toda la población y de  $4,1 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$  para los adultos, es decir, un nivel de riesgo de la misma magnitud que el recomendado en 1990.

#### Riesgo de enfermedades hereditarias radioinducidas

Como los cánceres radioinducidos, las enfermedades hereditarias radioinducidas no tienen ningún carácter



específico, aparecen tardíamente y no se diferencian en nada de las enfermedades genéticas corrientes. Aunque en la especie humana no hay ninguna prueba de la existencia de efectos hereditarios radioinducidos, la ICRP considera que hay suficientes pruebas experimentales sobre la existencia de mutaciones en las células germinales animales. Por ello considera que se debe seguir incluyendo el riesgo de efectos hereditarios en su sistema de protección. Desde 1990, existen nuevos datos sobre el aspecto cuantitativo de las mutaciones genéticas expresadas en las generaciones sucesivas, así como el conocimiento fundamental de las enfermedades genéticas en general y en particular sobre aquellas inducidas por las radiaciones. El UNSCEAR hace notar que los resultados del seguimiento de los supervivientes de Hiroshima y Nagasaki, así como de estudios efectuados sobre ratones, demuestran una sobrestimación del riesgo en el pasado. La ICRP adopta ahora el mismo enfoque para estimar el riesgo que el UNSCEAR y las Academias Nacionales de Estados Unidos, comparando la tasa de mutaciones espontáneas en los genes humanos y la tasa de mutaciones radioinducidas en los genes del ratón, mientras que antes la estimación se apoyaba sólo en el ratón. La ICRP considera también que su antigua expresión del riesgo genético, que resultaba de un equilibrio teórico entre mutación y selección, ya no es válida. Su evaluación se refiere desde ahora al riesgo de enfermedades hereditarias hasta la segunda generación, que se estima en  $0,2 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$  para toda la población. Este valor corresponde a exposiciones prolongadas a baja tasa de dosis durante dos generaciones (exposición de los abuelos y de los padres, y efectos observados en los niños y nietos).

La *tabla 2* presenta una comparación de los coeficientes nominales de los riesgos de efectos estocásticos considerados por la ICRP en 2007 con respecto a los valores recomendados en 1990.

#### Riesgo global del detrimento por cánceres y efectos hereditarios radioinducidos.

La comparación directa no es posible dado que la tasa nominal para los cánceres correspondía en 1990

al riesgo de cáncer mortal ponderado con parámetros diferentes de aquellos considerados en 2007 (riesgo de cáncer no mortal, periodo de vida perdido a causa de los cánceres mortales y alteraciones de la salud debidas a los cánceres no mortales). Además el valor para las enfermedades hereditarias reposa sobre otro modo de cálculo. Los valores 1990 y 2007 no difieren mucho para los cánceres mientras que existe un factor de reducción de 6 a 8 para los efectos hereditarios. La ICRP recomienda un valor cercano al detrimento global de 5 % por Sv, para su uso en el establecimiento de las normas internacionales de protección radiológica.

#### Riesgo de efectos radioinducidos en el embrión y el feto

**La mortalidad durante la fase de preimplantación**, en las condiciones habituales, se puede despreciar dado que es improbable para dosis inferiores a 100 mGy.

**Las malformaciones** son difíciles de apreciar cualitativa y cuantitativamente. La ICRP considera, en base a un umbral real de aproximadamente 100 mSv, que su sistema puede, en las condiciones habituales, no tomar en cuenta este riesgo.

**Los retardos mentales graves** pueden aparecer entre la 8ª y la 15ª semana de gestación, con un umbral situado a más de 300 mGy; es difícil de interpretar la disminución del cociente de inteligencia QI de 25 puntos por Sv y la relación con la dosis es muy incierta. Incluso en caso de ausencia de umbral, pero considerando la poca importancia de la disminución del cociente de inteligencia QI para dosis inferiores a 100 mSv, la ICRP piensa que no se debe considerar este efecto a los niveles de dosis que se encuentran habitualmente.

**El riesgo de cáncer** como consecuencia de exposiciones *in utero* es de aproximadamente la misma magnitud que el de la exposición de niños muy jóvenes; a lo sumo es igual a varias veces el de la población en su conjunto.

#### Susceptibilidad genética al cáncer

Desde 1990, el conocimiento sobre la susceptibilidad genética al cáncer ha avanzado considerablemente. Estas nuevas informaciones aparecen resumidas en

*Tabla 2. Comparación de los valores de 1990 (Publicación ICRP60) y los de 2007 de los coeficientes nominales de riesgo para los efectos estocásticos, expresados en % por Sv.*

Población expuesta	Cánceres		Efectos hereditarios		Total	
	2007	1990	2007	1990	2007	1990
<b>Global</b>	<b>5,5</b>	6,0	<b>0,2</b>	1,3	<b>5,7 ≈ 6,0</b>	7,3
<b>Adulta</b>	<b>4,1</b>	4,8	<b>0,1</b>	0,8	<b>4,2 ≈ 4,0</b>	5,6

la Publicación 79 de la ICRP de 1999, así como en los informes del UNSCEAR de 2000 y 2001 y de las Academias Nacionales de Estados Unidos de 2005. Con esta base la ICRP estima que una expresión muy penetrante de genes del cáncer constituye un acontecimiento muy raro para justificar una modificación significativa de las estimaciones del riesgo a dosis bajas tal como se estima en base a las observaciones de las poblaciones. En cambio, en ciertos individuos, las implicaciones pueden ser muy graves, por ejemplo, en pacientes portadores de genes específicos e irradiados por un cáncer, que presentarían entonces una mayor disposición a desarrollar un segundo cáncer. Este es el único caso en el que se necesita considerar la susceptibilidad genética.

#### Enfermedades radioinducidas diferentes de cánceres

Desde 1990, se han identificado y estudiado otras enfermedades radioinducidas diferentes de los cánceres. El riesgo de enfermedades cardiovasculares, afecciones digestivas y respiratorias aumenta considerablemente entre los supervivientes japoneses de Hiroshima y Nagasaki con dosis de aproximadamente 1 Sv. Subsisten incertidumbres sobre las posibles formas de las relaciones dosis-efecto y la cuestión de la existencia de un umbral de aproximadamente 500 mSv continua abierta. Las mismas observaciones existen en grupos de enfermos irradiados en el tórax. Aunque reconozca la importancia potencial de tales efectos, la ICRP concluye que los datos actuales son todavía demasiado imprecisos para estimar el detrimento radiológico que resulta de dosis inferiores a aproximadamente 100 mSv.

#### Otros tipos de efectos

Otros efectos son aún más difíciles de interpretar y cuantificar. Este es el caso de la **inestabilidad genómica** (aumento, después de la exposición a las radiaciones, de las modificaciones del genoma, que puede constituir la primera etapa crítica del desarrollo de un cáncer), del **efecto de vecindad** (o *Bystander effect*: capacidad de las células afectadas por un agente externo de transmitir informaciones a otras células que no son objetivos directos del agente pero que podrán expresar un daño) y de la **respuesta adaptativa** (estimulación de los procesos de reparación celular mediante pequeñas dosis de radiación, de la que es difícil decir si tiene efectos benéficos o maléficos).

La ICRP estima que se puede despreciar estos efectos desde el punto de vista de la protección, ya sea porque

ya se ha tomado en cuenta implícitamente el efecto en la estimación del riesgo proveniente de estudios epidemiológicos, ya sea porque no existen pruebas tangibles de un efecto nocivo.

#### Utilización de las magnitudes dosimétricas

La *dosis absorbida*, que expresa la cantidad de energía depositada por las radiaciones, sigue siendo el parámetro físico que permite determinar los daños biológicos resultantes. Sólo se le puede utilizar para estimar los efectos tisulares (de carácter determinista) causados por dosis altas. La *dosis equivalente* y la *dosis efectiva* conservan las mismas definiciones y usos que anteriormente, pero sus valores sufren modificaciones relacionadas con los cambios de valor de los factores de ponderación  $W_T$  y  $W_R$ . La dosis efectiva sirve para evaluar las exposiciones y controlar el riesgo de efectos estocásticos con dosis bajas habitualmente encontradas en la vida cotidiana. Constituye el instrumento que sirve para demostrar el cumplimiento de los límites de los trabajadores y del público, tomando en cuenta exposiciones internas y externas. En caso de exposiciones profesionales, los resultados de los dosímetros están expresados en términos de dosis equivalente, con la hipótesis implícita de que la exposición del organismo es homogénea. La *dosis colectiva* está concebida como un instrumento para la optimización de la protección que permite comparar entre sí técnicas y métodos de protección. La utilización de la dosis colectiva efectiva no es apropiada para evaluar el riesgo en el marco de estudios epidemiológicos. Además, las dosis sólo se pueden agregar si éstas se sitúan en gamas homogéneas de niveles e intensidades y si conciernen a personas contemporáneas que viven en entornos comparables.

### FACTORES DE PONDERACIÓN

#### Factores de ponderación para las radiaciones ( $W_R$ )

Su reevaluación por parte del UNSCEAR ha conducido a una simplificación, retomada por la ICRP:

- $W_R = 1$ : fotones, electrones, muones;
- $W_R = 2$ : protones, piones cargados;
- $W_R = 20$ : partículas alfa, fragmentos de fisión, núcleos pesados;
- $W_R$  = función continua de la energía para los neutrones.

**Con respecto a la Publicación 60 de 1990**, se modifican los valores para los protones y neutrones. Se recomienda un valor único de 2 para los protones (en lugar de 5) y se



indica para los neutrones una relación continua en función de la energía (en lugar de valores predeterminados, en escala en función de la energía).

#### Factores de ponderación para los tejidos ( $W_T$ )

Debido a nuevos datos epidemiológicos, se ha cuantificado el riesgo de cáncer radioinducido para ocho órganos y tejidos suplementarios. Para tomar en cuenta incertidumbres y simplificar los cálculos, la ICRP agrupa ahora los  $W_T$  en cuatro familias:

- $W_T = 0,12$ : médula ósea, colon, pulmón, estómago, mama y otros tejidos (glándulas suprarrenales, región extra-torácica, vesícula biliar, corazón, riñones, ganglios linfáticos, músculo, mucosa oral, páncreas, próstata, intestino delgado, bazo, timo, cuello y cuerpo del

útero) para los que se aplica el  $W_T$  a la media aritmética de estos otros catorce tejidos (total = 0,72);

- $W_T = 0,08$ : gónadas;
- $W_T = 0,04$ : vejiga, esófago, hígado y tiroides (total = 0,16);
- $W_T = 0,01$ : superficie del hueso, cerebro, glándulas salivares y piel (total = 0,04).

**Con respecto a la Publicación 60 de 1990**, se ha aumentado el riesgo relativo para la mama (de 0,05 a 0,12) mientras que se disminuye el riesgo para las gónadas (de 0,20 a 0,08). Se modifica muy poco los otros factores de ponderación preexistentes (de 0,05 a 0,04 para la vejiga, el hígado, el esófago y la tiroides) o bien, no se les modifica de ninguna manera. Por definición, la suma de los valores de  $W_T$  es igual a 1.



**SPL3**

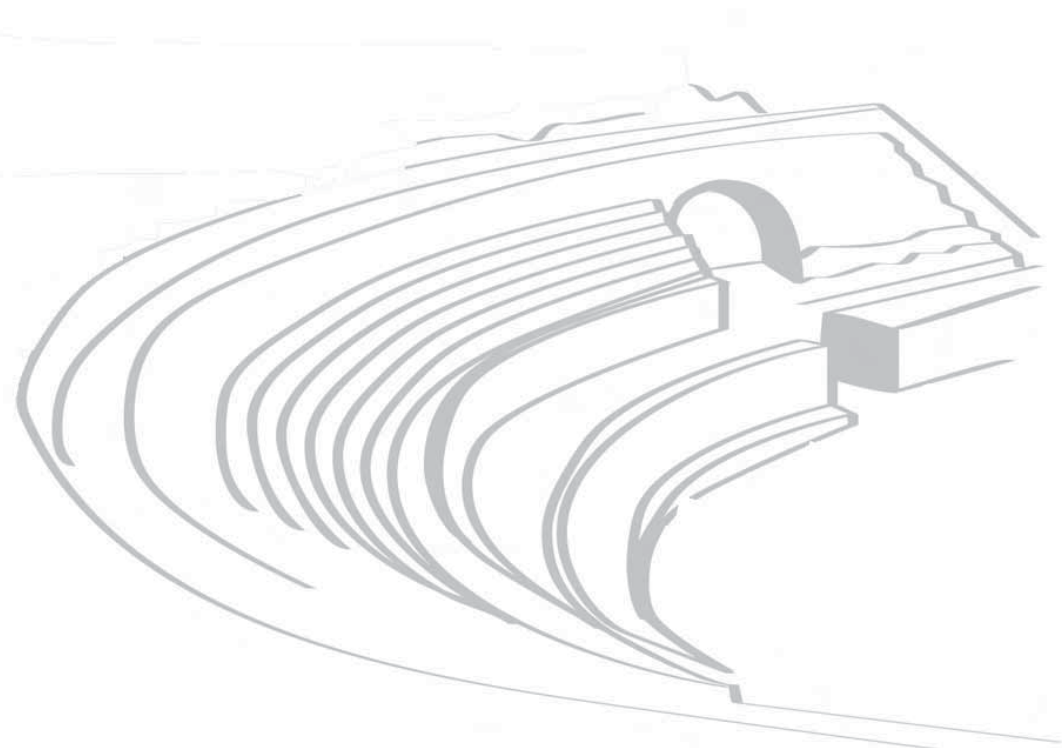
**SESIÓN PLENARIA**

**LOS ASPECTOS SOCIALES ANTE  
EL DESARROLLO TECNOLÓGICO CON  
RADIACIONES IONIZANTES**

**Viernes 21 de septiembre de 2007**

**9:00 - 10:00**

Coordinador: **Rafael Ruiz-Cruces** (Presidente de la SEPR)





# EL TERRITORIO Y SU RELACIÓN CON EL DESARROLLO DE TECNOLOGÍAS DE RADIACIÓN IONIZANTE

G. Ruiz

Presidente de AMAC

En 1988 nació, en la provincia de Tarragona, la Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares (AMAC) con el propósito de paliar la ausencia de representación del mundo local en la actividad nuclear española y lograr un papel más relevante de los Ayuntamientos en temas relacionados con la energía nuclear. En la actualidad, son 67 los miembros de la Asociación que incluye a los municipios que se encuentran en un radio máximo de diez kilómetros de la central nuclear.

Los objetivos con los que se fundó AMAC y por los que en la actualidad se sigue rigiendo son la seguridad, la información y desarrollo socioeconómico. La seguridad es el pilar fundamental para que el desarrollo de la actividad de la planta nuclear se realice de forma adecuada. Para AMAC es un punto inamovible en la relación central nuclear-territorio. En el seguimiento de la seguridad y el correcto funcionamiento de las centrales nucleares, AMAC mantiene una estrecha relación con el Consejo de Seguridad Nuclear.

El desarrollo socioeconómico de las zonas resulta fundamental para el futuro de aquellos municipios que se encuentran en el radio de influencia de las centrales nucleares y la labor realizada hasta el momento ha permitido que las infraestructuras (vías de evacuación, comunicaciones, etc.) de estas zonas hayan evolucionado positivamente para permitir, a su vez, que la seguridad en esas áreas se haya incrementado ante una situación de emergencia.

Por su parte, la información es para AMAC un bien innegociable. Además, debe ser accesible y comprensible. Para lograr que la información consiga una amplia difusión, AMAC impulsó las Comisiones Locales de Información en las siete zonas "nucleares" españolas. Estas comisiones se reúnen dos veces al año para conocer todas las novedades que se producen en torno al funcionamiento de la central nuclear correspondiente y en estos encuentros se cuenta con la participación de instituciones que transmiten a la población información referente a seguridad nuclear, protección radiológica, residuos radiactivos o aquellos temas que con anterioridad hayan sido solicitados por los miembros de la Comisión.

Para completar el ciclo informativo, AMAC realiza periódicamente encuestas de opinión entre los habitantes de los 67 municipios miembros de la Asociación. La primera de ellas se realizó en 1991 y las siguientes en 1998, 2003 y 2005.

## PERCEPCIÓN DE LA POBLACIÓN

Basándonos en los datos obtenidos de la última encuesta hecha, en 2005, a la población habitante en las zonas de influencia de las centrales nucleares españolas, la percepción de peligrosidad de estas plantas energéticas, ha experimentado una disminución considerable, de 8 puntos porcentuales respecto a la consulta de 2003, situándose en los niveles de 1998. En 2005, un 66,7% de la población consideraba las centrales nucleares como "muy o bastante peligrosas", mientras que en 2003 era un 74,7% los que las definían de esta manera.

		2005	2003	1998	1991
Riesgo percibido	Muy/Bastantes Peligrosas	66,7%	74,7%	65,6%	71,4%
	Poco/Nada Peligrosas	31,2%	23,9%	29,4%	22,9%
	Ns/Nc	2,2%	1,4%	4,9%	5,8%
Contaminan medio ambiente	Mucho/Bastante	51,6%	58,9%		
	Poco/Nada	42,5%	36,5%		
	Ns/Nc	5,9%	4,6%		
Cumplen medidas seguridad y control	Sí, seguro	25,6%	25,3%	27,1%	26,7%
	Supongo	35,6%	41,9%	31,8%	32,7%
	No, seguro	14,8%	14,1%	13,9%	23,8%
	Ns/Nc	24,1%	18,8%	27,1%	16,9%

Encuesta Gabinete CERES, Mayo 2005

Sobre la cuestión de la contaminación del medio ambiente, y aunque todavía mayoritaria, se ha reducido ostensiblemente la opinión de contaminan mucho o bastante respecto al 2003.



Por lo que respecta al cumplimiento de las medidas de seguridad y control previstas, las opiniones mantienen proporciones similares a las de 2003, destacando sin embargo el aumento de los que no se pronuncian sobre la cuestión.

A diferencia de la consulta de 2003, en la encuesta de 2005, los consultados afirman, en general, que la imagen exterior de sus municipios viene marcada principalmente por la presencia de la Central Nuclear, por delante de la riqueza natural, que era el motivo de notoriedad preeminente en la anterior consulta. Esta percepción es especialmente acusada en las zonas de Almaraz y Vandellós.

Las zonas de José Cabrera y Garoña son las que presentan, al igual que en la consulta de 2003, una imagen más negativa de las Centrales Nucleares que el resto. En cambio, y también como en la consulta de 2003, es en las zonas de Ascó y Cofrentes donde la Central Nuclear tendría una imagen más positiva que el global. También cabe destacar que en Almaraz la imagen ha mejorado, mientras que en Vandellós ha empeorado ligeramente, siempre en relación al global de la muestra.

**EMISIÓN DE RADIATIVIDAD**

En lo que respecta a la concreción de en qué consiste el riesgo de las Centrales Nucleares, los resultados comparados entre esta consulta y la anterior muestran que ha aumentado sensiblemente (más de 20 puntos) la identificación del riesgo como el peligro de emisión

En qué consiste el riesgo percibido de las Centrales Nucleares	2005	2003
En emisión de radioactividad	49,3%	27%
En emisión de gases	14,1%	14,1%
En una gran explosión	6,9%	10,4%
Probabilidad de ciertas enfermedades	6,9%	8,1%
En contaminación ambiental	5,3%	6,1%
Ns/Nc	3,5%	7,5%
Otras	2,1%	1,5%

Encuesta Gabinete CERES, Mayo 2005

de radiactividad. Mientras que en 2003 un 27% de la población consideraba esa posibilidad, en 2005 fue un 49,3% los que apuntaban a la radiación ionizante como el mayor riesgo.

Otros riesgos percibidos por la población, referentes a su convivencia con una central nuclear giran en torno a la contaminación ambiental, la probabilidad de ciertas enfermedades y a la emisión de gases entre otras.

Ante estas opiniones, el posicionamiento de la población ante las centrales nucleares y su cierre o continuación de funcionamiento se resume en que las plantas tendrían que seguir funcionando hasta el día previsto de cierre, no dejándolas funcionar más allá de este día, pero tampoco cerrándolas de inmediato.

Los resultados de la última encuesta realizada por AMAC sobre esta cuestión se han mantenido en términos bastante parejos a la consulta de 2003, exceptuando la tercera frase, en la que ha aumentado de forma considerable el porcentaje de consultados que se muestran favorables a que la CN continúe funcionando hasta el día previsto de cierre.

		2005	2003	1998
<b>Continuase funcionando cuanto más tiempo mejor</b>	Acuerdo	36,4%	36,1%	41,0%
	Desacuerdo	57,8%	59,1%	52,6%
	Ns/Nc	5,8%	4,7%	6,3%
<b>Cierre inmediato</b>	Acuerdo	35,7%	37,8%	31,2%
	Desacuerdo	59%	56,8%	60,7%
	Ns/Nc	5,4%	5,4%	8,0%
<b>Continúe funcionando hasta el día previsto de cierre</b>	Acuerdo	64,2%	52,9%	62,0%
	Desacuerdo	29,4%	38,8%	29,2%
	Ns/Nc	6,4%	8,3%	8,7%

Encuesta Gabinete CERES, Mayo 2005

Por todos los resultados expuestos en este artículo, en AMAC consideramos imprescindible que se siga trabajando en la divulgación de la información referente al mundo nuclear y todos aquellos aspectos que abarca, como la protección radiológica, la seguridad y la gestión de los residuos radiactivos.





## LOS ASPECTOS SOCIALES EN EL DESARROLLO TECNOLÓGICO CON RADIACIONES IONIZANTES

J.C. Lentijo

*Consejo de Seguridad Nuclear*

Las instalaciones y actividades en las que se utilizan las radiaciones ionizantes para diversos usos están sometidas a procesos de autorización y control muy estrictos, que aseguran unos elevados índices de seguridad radiológica. En la mayoría de los países, especialmente los que tienen establecidos regímenes políticos democráticos, la toma de decisiones sobre estas instalaciones se ha realizado por las autoridades competentes en cada caso, como el propio Gobierno o los departamentos de energía, industria o sanidad, contado con la participación de organismos reguladores con competencias exclusivas en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

En la mayoría de los casos, aunque no en todos, los mencionados organismos reguladores gozan de un adecuado nivel de independencia de los titulares de las instalaciones y de las autoridades promotoras, lo que garantiza que las decisiones de estos órganos reguladores no estén influidas por otros aspectos relacionados con la necesidad de introducir las radiaciones ionizantes para atender cuestiones de tipo energético, industrial, médico, de investigación, o simplemente económicas. La intervención del organismo regulador asegura que la introducción de las prácticas que utilizan radiaciones ionizantes se atiene a los principios internacionalmente aceptados para garantizar la protección de las personas, sus bienes y el medio ambiente. Tales principios fundamentales, que sustentan el sistema de protección radiológica, son los siguientes, según las definiciones de las nuevas recomendaciones sobre protección radiológica aprobadas por ICRP en 2007 <sup>(1)</sup>:

- Justificación de la práctica
- Optimización
- Limitación

Las decisiones sobre introducir y autorizar las prácticas con radiaciones ionizantes, así como las relacionadas con la intervención en situaciones existentes o de emergencia, asumen un modelo según el cual, si el

Organismo Regulador no considera justificada una actividad, no se introduce.

El modelo español se describe en dos leyes fundamentales, la Ley Energía Nuclear <sup>(2)</sup> y la de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, CSN <sup>(3)</sup>. Esta segunda define al CSN como organismo regulador en seguridad nuclear y protección radiológica, dotándole de independencia del Gobierno y las autoridades ejecutivas y de los titulares de las instalaciones. Los elementos esenciales de dicha independencia se definen en su Ley de Creación <sup>(3)</sup>, destacando entre otros los relativos al nombramiento de su presidente y consejeros por las Cortes Generales, el establecimiento de un Cuerpo Técnico de expertos en las diferentes disciplinas relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica, y la dotación de una capacidad presupuestaria propia suficiente para atender sus funciones. El modelo se complementa con un desarrollo reglamentario diseñado para concretar los elementos básicos del sistema, como el relativo al régimen de autorizaciones, Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas <sup>(4)</sup> y Real Decreto sobre Instalación y Utilización de Aparatos de Rayos X para diagnóstico médico <sup>(5)</sup>, o los criterios sobre protección radiológica definidos por el Reglamento sobre Protección Radiológica contra Radiaciones Ionizantes <sup>(6)</sup>.

En el modelo clásico, la participación de los individuos y de la sociedad en su conjunto en la toma de decisiones en el desarrollo tecnológico con radiaciones ionizantes ha sido muy limitada. Aparte de la indudable implicación de los actores sociales en la elección de los cargos políticos, a través de los procesos electorales, que constituyen la esencia de las sociedades democráticas, y por lo tanto de forma indirecta en las decisiones de todo tipo, incluidas las relacionadas con la introducción de radiaciones ionizantes en los diferentes ámbitos, lo cierto es que no son muchas las oportunidades de participación directa en procesos concretos de introducción de prácticas radiológicas y en su control derivadas de la aplicación de los modelos clásicos de toma de decisio-



nes. Los más significativos se vienen produciendo desde hace algunos años, impulsados fundamentalmente por las normas medioambientales, que requieren la elaboración de informes de impacto ambiental, que son sometidos a trámites de audiencia pública previos a las decisiones de las autoridades, mediante las denominadas Declaraciones de Impacto Ambiental (DIA). Otro ejemplo significativo en nuestro país lo constituye el proceso de autorización definido en el RINR <sup>(4)</sup> para las instalaciones nucleares o las radiactivas del ciclo de combustible, para las que se prevé trámites de audiencia pública en las denominadas autorizaciones previas (emplazamiento). A partir de este mismo reglamento se crean también los denominados Comités locales de información en cada una de las centrales nucleares y en otras instalaciones nucleares, que si bien hoy día están superados por la realidad, lo cierto es que se pueden considerar un primer embrión para formalizar la participación de los interesados, en este caso las autoridades locales, en el proceso de control de las instalaciones.

En la actualidad se constata una demanda social de mayor participación en los procesos de decisión que afectan a la introducción y control de las tecnologías con radiaciones ionizantes y, en general, a materias relacionadas con el medio ambiente, que están teniendo su regulación específica, como la denominada Ley de transparencia administrativa <sup>(7)</sup>. Este es un hecho de madurez democrática que, aunque contrastado, es ciertamente contradictorio con otra tendencia identificada en las sociedades avanzadas, en las que se observa una cierta falta de interés en los procesos generales de tipo político-social, quizás por cierto cansancio, apatía, desilusión o falta de confianza generados en un mal uso (abuso) de los sistemas democráticos en ciertos ámbitos sociales, incluyendo modelos de liderazgo personalizados. Corresponde a especialistas en la materia analizar estos hechos y proponer las medidas que corresponda para superar esta situación, entre las que seguramente estarán algunas relativas a la mejora de los modelos de liderazgo. Nos ocuparemos aquí tan sólo de lo que atañe a la demanda social de mayor implicación en los procesos relacionados con las radiaciones ionizantes.

La ponencia está destinada a una mesa redonda, por lo que no trata de presentar un análisis detallado de la nueva situación, y mucho menos un análisis académico de la misma; centrándose en la identificación de elementos que permitan estimular el interés y la discusión sobre el tema. Algunos de tales elementos se citan a continuación:

- Ruptura o evolución. Se parte de un modelo que funciona razonablemente, en el que las autorizaciones están informadas por análisis objetivos de riesgo
- En la nueva situación se combinan aspectos generales (globalización y medio ambiente) con otros de carácter local. Asimismo, se perfilan situaciones en las que la participación de los agentes sociales en la toma de decisiones tiene mayor interés: nuevas centrales nucleares, desmantelamiento de instalaciones del ciclo de combustible nuclear, gestión de residuos radiactivos incluyendo su disposición final, gestión de emergencias o situaciones existentes (radiación natural), entre otras.
- Retos que se plantean para los responsables de las decisiones (autoridades), para la comunidad de profesionales (no protagonistas únicos), y para los propios interesados individuales y grupos de interés. Particular atención a los retos planteados a los Organismos Reguladores
- Cómo formalizar la participación de los interesados. Consideración de aspectos de regulación formal y de las manifestaciones de tipo espontáneo
- Oportunidades que se perfilan (mejora de la aceptabilidad de las decisiones, refuerzo de la cultura de seguridad...)

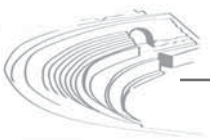
Se debe reconocer que la comunidad de profesionales de las radiaciones ionizantes ha reaccionado con prontitud y, en general, se identifica una ausencia de prejuicios en el análisis de la nueva situación. Existen muchas referencias de trabajos precedentes o en curso sobre este tema, impulsados en diferentes ámbitos, como los impulsados por la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE (seminarios de Villingen), por el OIEA a través del grupo INSAG o la propia ICRP. Una reseña especial merece la atención que han prestado al tema las sociedades profesionales de protección radiológica de España, Francia y el Reino Unido, que vienen desarrollando seminarios específicos sobre el tema <sup>(8)</sup>; de los que, como fruto principal, ya ha surgido una propuesta de principios para conformar un Código de conducta sobre la participación de los grupos e individuos interesados en la toma de decisiones en protección radiológica.

El CSN, a través de su Plan Estratégico y de un sistema de gestión integrado, viene emprendiendo en los últimos tiempos múltiples acciones orientadas en la dirección de la transparencia y de la búsqueda de la credibilidad en sus actuaciones. Algunos ejemplos de interés son: la publicación de las decisiones que adopta el Consejo y los documentos en las que se apoyan, así como las actas

de inspección; siendo también de interés el sometimiento de todas las iniciativas de elaboración de normativa a procesos de audiencia pública generalizada. Por otro lado, está en trámite parlamentario una modificación de la Ley de Creación del CSN, en la que se incluyen nuevos elementos para favorecer la transparencia en la gestión del organismo y en sus actuaciones, y la mejora de la participación de los grupos de interés en los diversos procesos reguladores.

## REFERENCIAS

1. ICRP. Nuevas recomendaciones 2007 (aprobadas en Mayo 2007 por la Comisión Principal)
2. Ley 25/64 de Energía Nuclear
3. Ley 15/80 de Creación del CSN
4. RD 1836/1999. Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas
5. RD 1891/1991. Sobre instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico
6. RD 783/2001. Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes
7. Ley 27/2006. Por la que se regulan los derechos de acceso a la información, de participación pública y de acceso a la justicia en materia de medio ambiente (incorpora las Directivas 2003/4/ce y 2003/35/CE). Formaliza los compromisos del Convenio de Aarhus
8. Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR), Sociedad Francesa de Radioprotección (SFRP) y Sociedad de Protección Radiológica del Reino Unido (SRP). Seminarios sobre participación de los agentes sociales en la toma de decisiones en Protección Radiológica: Salamanca 2005, Montbeliard 2006 y Oxford 2007.



**ST5**

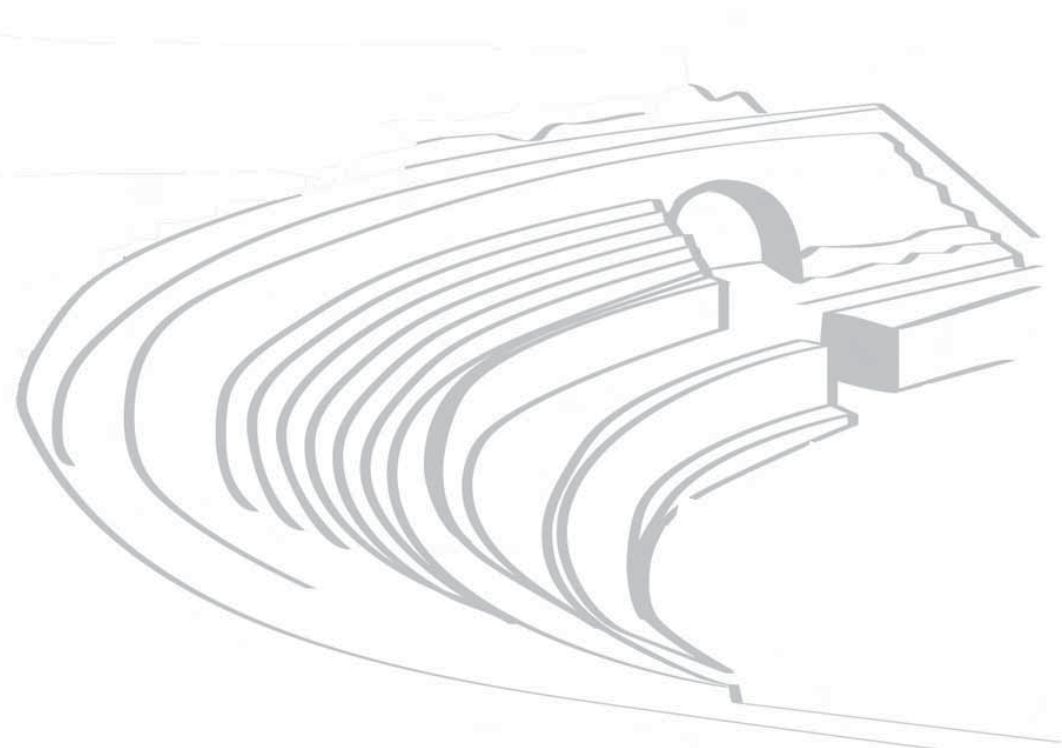
**SESIÓN TÉCNICA**

# PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL MEDIO AMBIENTE

**Viernes 21 de septiembre de 2007**

**10:00 - 11:00**

Coordinador: **Enric Batalla** (SCAR, Generalitat de Catalunya)



# EVALUACIÓN DEL IMPACTO RADIOLÓGICO DE LA CENTRAL TÉRMICA DE CARBÓN DE TERUEL

J. C. Mora<sup>1</sup>, B. Robles<sup>1</sup>, A. Suárez<sup>1</sup>, D. Cancio<sup>1</sup>, A. Baeza<sup>2</sup> y J. A. Corbacho<sup>2</sup>.

<sup>1</sup> Unidad de protección radiológica del público y del medio ambiente. CIEMAT. <sup>2</sup> Facultad de veterinaria. Universidad de Extremadura.

## INTRODUCCIÓN

Aunque la radiactividad natural es ubicua, solo se consideran los materiales con radiactividad de origen natural (NORM) un posible problema cuando alguna actividad humana incrementa el potencial de exposición a esos materiales en comparación con la situación inalterada, ya se hayan incrementado o no las concentraciones de los radionucleidos<sup>1</sup>.

Tanto la ICRP 60, como las Normas Básicas del OIEA, la Directiva 29/96/EURATOM o el Reglamento español para la protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes, solo hacen referencia específica al radón y a las dosis recibidas en los vuelos a gran altitud, dejando que cada autoridad competente definiera las actividades que podían implicar exposiciones a fuentes naturales, tanto a los trabajadores como al público. Sí establecen, sin embargo, “la necesidad de realizar los estudios precisos a fin de determinar si existe un incremento significativo de la exposición de los trabajadores o de los miembros del público[...]”.

UNSCEAR<sup>2</sup> detalló las actividades industriales que podían provocar esos incrementos en las exposiciones, entre ellos el uso industrial del carbón como combustible para la producción de electricidad, presentando como principal problema los residuos que genera. También la Unión Europea recogió esta actividad en su publicación RP-135<sup>3</sup>.

En este sentido, varios investigadores han efectuado estudios sobre diversos aspectos del impacto radiológico que origina el funcionamiento de estas centrales<sup>4,5</sup>. También se realizaron en España, de forma puntual, durante la década de los 80<sup>6,7</sup>. No obstante, la evolución técnica experimentada por estas instalaciones en los últimos 20 años y la aparición de la normativa citada anteriormente, impulsaron la realización de un estudio exhaustivo del impacto, que este tipo de centrales eléctricas, podían causar, sobre los trabajadores de las mismas y los miembros del público que habitaran en las inmediaciones de la misma.

Para ello, comenzó en 2004 un proyecto, auspiciado por el CSN y realizado por la Unidad de protección radiológica del público y del medio ambiente del Ciemat y por la Universidad de Extremadura, para evaluar el posible impacto que las cuatro mayores centrales térmicas de carbón de España pudieran tener sobre sus trabajadores y el público en general. Las centrales seleccionadas fueron: (“As Pontes” (A Coruña), “Compostilla” (León), “Carboneras” (Almería) y “Andorra” (Teruel)), que presentan diferencias en cuanto a los sistemas utilizados de combustión, tipos y mezclas de carbones empleados, sistemas de depuración de los gases vertidos, condiciones meteorológicas y localización. Se considera que los resultados que se obtendrán serán suficientemente representativos del conjunto de las centrales térmicas de carbón en operación en España.

La primera de las centrales estudiadas dentro de este proyecto fue la Unidad de Producción Térmica de Teruel (en adelante UPTT).

## DESCRIPCIÓN DE LA INSTALACIÓN

La UPTT se encuentra situada en una zona muy poco poblada a 140 Km al noreste de Teruel. La población más cercana a la instalación está a unos 6 km en dirección suroeste (Andorra, 7855 habitantes), y la población más cercana, en la dirección de los vientos predominantes, a unos 13 km en dirección sureste (Foz-Calanda, 288 habitantes).

Esta central posee tres grupos independientes de unos 370 MWe cada uno, con una potencia total de 1101.4 MWe. Cada grupo utiliza una caldera donde se quema el carbón pulverizado, un turboalternador y una torre de refrigeración. Además existen varias instalaciones que son comunes para las 3. Estas son: el parque de carbones y de calizas, una planta de desulfuración, un precipitador electrostático de 10 campos, el sistema de descarga de cenizas y escorias y la chimenea de 343m de altura, por la que se descargan los gases de la combustión.



En la actualidad se utiliza una mezcla de un 70-80 % en peso de lignito nacional, procedente de minas cercanas, con hulla importada desde Sudáfrica. También se usa caliza, extraída de la zona, para la planta desulfuradora. El lignito y la caliza se transportan con camiones, mientras que la hulla, que llega a Tarragona en barco, se transporta mediante trenes hasta el parque de carbones.

Los residuos (o coproductos) generados son las cenizas volantes, las escorias y los yesos. Hasta el año 2000 las cenizas se vertían en dos balsas adyacentes a la UPTT, pero desde ese año las cenizas se venden a las cementeras. Las escorias y yesos se utilizan para el relleno de las minas de lignito.

## DEFINICIÓN DE LOS ESCENARIOS

Una vez estudiados los procesos y caracterizadas las tareas que se llevan a cabo en la UPTT, se definieron los grupos de trabajadores con una mayor posibilidad de estar expuestos a la radiactividad natural, incrementada o no, procedente de la actividad industrial. Del mismo modo se tuvieron en cuenta las posibles vías por las que el público podría verse afectado. La evaluación se basó en las medidas experimentales, en los casos en los que fue posible, o bien en modelos o en otros estudios realizados<sup>2,5</sup> cuando no lo fue.

Tabla 1.- Grupos de trabajadores considerados en la evaluación.

Grupo de trabajadores	Ext	Inh
<b>A1- CAMIONEROS QUE TRANSPORTAN TODOS LOS MATERIALES EXCEPTO LAS CENIZAS</b>	SI	SI
<b>A2- CAMIONEROS QUE TRANSPORTAN CENIZAS</b>	SI	NO
<b>B1- CONDUCTORES DE LOS TRENES DE HULLA</b>	SI	NO
<b>B2- OPERADORES DE DESCARGA DE LOS VAGONES</b>	SI	SI
<b>D- CONDUCTORES DE LAS PALAS MECÁNICAS</b>	SI	SI
<b>E- OPERADORES DE MANTENIMIENTO</b>	NO	SI

Inicialmente se caracterizaron 17 tareas para la evaluación del impacto en los trabajadores, que se repartían entre 8 grupos de trabajadores. Finalmente solo 6 de los grupos fueron considerados de alguna relevancia desde el punto de vista radiológico. Estos grupos y las vías de exposición que se consideraron para cada uno de ellos se presentan resumidos en la *tabla 1*.

Para la evaluación del público se definieron dos escenarios, considerados como los de mayor exposición. Ambos escenarios son recreativos, dado que la población más cercana se encuentra en una dirección en la que el viento sopla con poca frecuencia y la población más cercana en la dirección predominante del viento, se encuentra a mayor distancia que el punto donde la nube de gases emitidos por la chimenea y además se encuentra protegida detrás de una cadena de colinas de 100 m de altura.

El primero de los escenarios considera un individuo que pasa parte de su tiempo cerca de las balsas de cenizas, viéndose expuesto a las cenizas volantes resuspendidas y a la irradiación externa procedente del suelo y de las balsas.

Para el segundo escenario de exposición, se considera un individuo que pasa parte de su tiempo en el punto de máximo impacto de los vertidos gaseosos emitidos por chimenea. En este caso, se tiene en cuenta la inhalación de las cenizas volantes emitidas, y la irradiación externa debida a la inmersión en la nube y al depósito existente en el suelo.

El tiempo de permanencia medio considerado en ambos escenarios fue de una hora a la semana. En ninguno de los casos se consideró relevante la ingestión de alimentos, al no producirse dichos alimentos en la zona influenciada por los vertidos gaseosos.

## METODOLOGÍA Y HERRAMIENTAS

Para evaluar las dosis recibidas por los grupos definidos se efectuaron una serie de medidas (los detalles sobre los métodos utilizados en estas medidas se encuentran detallados en otro artículo de este mismo congreso<sup>8</sup>) que son:

Concentración de actividad en los combustibles (6 muestras), concentración de actividad en las calizas y yesos de la planta desulfuradora (4 muestras), concentración de actividad en las cenizas y escorias (4 muestras), concentración de actividad en las cenizas de las balsas (2 muestras), muestras de aerosoles en el punto de máximo impacto de los vertidos gaseosos y en las zonas de trabajo de interés (17 muestras), medidas mediante espectrometría gamma (in-situ y en laboratorio) de suelos (18 muestras), medidas de tasa de dosis equivalente ambiental (32 puntos) y concentraciones de actividad de aguas superficiales (9 puntos). En la *tabla 2* se presentan algunos valores promedios (ponderados por la incertidumbre de cada medida) utilizados en la evaluación.

La evaluación de las dosis que podría recibir cada grupo de trabajadores se basó en las medidas descritas y en una serie de hipótesis consideradas razonables obtenidas de otras referencias<sup>2,5</sup> y de la observación directa de los trabajadores.

Para la evaluación de la dosis efectiva debida a la exposición externa de los distintos grupos de trabajadores, se utilizaron simulaciones realizadas con Microshield v 5.03 de Grove Software y, cuando fue posible, los resultados de las medidas de tasa de dosis equivalente ambiental ( $H^*(10)$ ). Para las simulaciones se utilizaron las composiciones de los materiales, a partir de los valores, facilitados por la propia instalación, obtenidos en los análisis químicos.

Tabla 2.- Concentración de actividad promedio de los distintos materiales ( $Bq\ kg^{-1}$ ) (NM = No Medido)

	<sup>40</sup> K	<sup>226</sup> Ra	<sup>232</sup> Th	<sup>210</sup> Po
Lignito	104±15	64.4±2.7	17.6±2.6	NM
Hulla	<20	29.8±2.7	25.4±3.1	NM
Mezcla	66±15	54±3	20±3	65±11
Yeso	20±17	15.3±1.7	<3	27±3
Caliza	35±12	20.0±1.4	<5	<0.75
Cenizas	306±13	191±9	74±3	257±30
Escorias	235±11	149±6	66±3	57±7

Para calcular las dosis debida a la inhalación se utilizaron las medidas de aerosoles realizadas, junto con algunas hipótesis, como por ejemplo respecto al equilibrio en las cadenas radiactivas naturales, usando para los cálculos el código CROM desarrollado por el Ciemat, que implementa una serie de modelos para descargas continuas.

Para la evaluación de la exposición externa del público en el primer escenario, se utilizaron los valores de tasa de dosis equivalente ambiental medidos en la zona entre las dos balsas de cenizas y corregidos por el valor del fondo. Este fondo se calculó a partir de las medidas realizadas en varios puntos considerados fuera de la influencia de la instalación. Para la inhalación se calcularon valores de carga de polvo en aire a partir de las medidas de concentración de actividad de <sup>226</sup>Ra en las balsas y en el aire. A partir de estos, se calculó la dosis debida a la inhalación para cada grupo de edad utilizando el código CROM.

Al ser imposible distinguir el incremento en la concentración de actividad en aire, debida a las emisiones por

chimenea, a partir de medidas tomadas en el punto de máximo impacto y en puntos considerados fuera de la influencia de la instalación, para la evaluación del escenario 2 se simuló la dispersión de las cenizas volantes vertidas por chimenea mediante un modelo gaussiano, utilizando los registros de la torre meteorológica instalada en la propia UPTT. Bajo ciertas condiciones e hipótesis razonables, determinadas previamente, se calcularon los valores de dosis por inhalación, exposición externa por inmersión en nube y exposición externa por depósito en suelo.

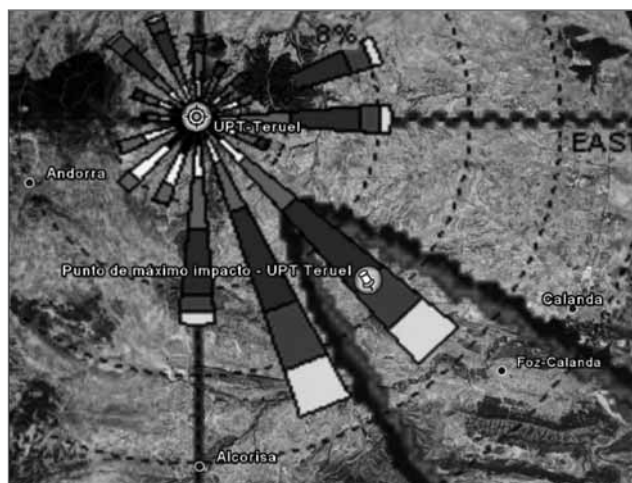


Fig. 1.- Representación de la simulación de una pluma gaussiana.

## RESULTADOS

Las dosis efectivas, calculadas para los trabajadores (tabla 3), se encuentran entre los 0.2 y los 21  $\mu Sv\ a^{-1}$  sobre el fondo.

La dosis máxima corresponde al grupo D de trabajadores, que son los operadores de las palas motorizadas.

Tabla 3.- Valores de dosis efectiva para cada grupo de trabajo. (Nota: NC = No Considerado).

Grupo	Dosis ext. ( $Sv\ a^{-1}$ )	Dosis int. ( $Sv\ a^{-1}$ )	E ( $Sv\ a^{-1}$ )
A1	5.3	1.87	7.17
A2	11.4	NC	11.4
B1	0.24	NC	0.24
B2	~0	7.6	7.6
D	9.0	12.11	21.11
E	NC	13.81	13.81



Para estos la vía de máximo impacto es la de inhalación, debido a que estos operadores realizan su trabajo en una zona donde la resuspensión es importante.

Para el público, la dosis efectiva (tabla 4) resulta ser despreciable, con un valor máximo de  $4 \mu\text{Sv a}^{-1}$  en el primero de los escenarios.

Tabla 4.- Valores de dosis efectiva (en  $\mu\text{Sv a}^{-1}$ ) para el público (para los 7 grupos de edad).

	E	<1	1-2	2-7	7-12	12-17	>17
Esc.1	Inh.	0.04	0.06	0.07	0.08	0.09	0.09
	Ext.	4.17	4.17	4.17	4.17	4.17	4.17
Esc.2	Inh.	0.06	0.10	0.11	0.14	0.15	0.15
	Ext.	0.16	0.16	0.16	0.16	0.16	0.16

## CONCLUSIONES

Las medidas que se realizaron sobre los materiales utilizados por la UPTT y sus residuos fueron en todos los casos inferiores a los niveles de exención y desclasificación, europeos ( $0.5 \text{ Bq g}^{-1}$ ) o internacionales ( $1 \text{ Bq g}^{-1}$ ).

Las tasas de dosis equivalente ambiental medidas en el interior de la instalación resultaron ser en todos los casos del mismo orden, y en ocasiones menores, a los valores obtenidos en el exterior de ella y fuera de la influencia de la UPTT. La única excepción fue la dosis medida entre las balsas de cenizas, donde también se obtuvo el mayor valor en la evaluación de la dosis al público.

Los resultados de la evaluación de la dosis efectiva recibida tanto por los trabajadores como por los miembros del público, fueron siempre inferiores a  $1 \text{ mSv a}^{-1}$ , valor recomendado para la notificación a las autoridades competentes. El valor máximo evaluado fue de  $21 \mu\text{Sv a}^{-1}$  para los trabajadores que manejan las palas motorizadas y alrededor de  $4 \mu\text{Sv a}^{-1}$  para el público que pasea por la zona de influencia de las balsas de cenizas.

Por todo ello, el impacto radiológico sobre los grupos de personas estudiados debido a la actividad de la UPTT se puede considerar despreciable desde el punto de vista radiológico.

La contribución a las dosis evaluadas del radón y sus descendientes de semiperiodo corto, se consideró despreciable al estar todos los escenarios considerados al aire libre.

Aunque existen estudios<sup>5</sup> que indican la posible importancia de las dosis recibidas por los trabajadores de mantenimiento de las calderas de estas centrales, con

los datos facilitados por la instalación es previsible que esta sea baja. Sin embargo está previsto evaluar la dosis recibida por este grupo, en el momento en que la operación de las centrales térmicas de carbón permitan realizar las medidas necesarias.

## AGRADECIMIENTOS

Al CSN por su financiación y a todo el personal de ENDESA Generación que colaboró en el estudio, tanto durante la realización de las medidas como en el suministro de toda la información y datos necesarios para las evaluaciones de este estudio.

## REFERENCIAS

1. OIEA. *Extent of environmental contamination by naturally occurring radioactive material (norm) and technological options for mitigation*. TRS N° 419. OIEA. Viena. 2003.
2. UNSCEAR. *Sources and effects of ionizing radiation. Report to the General Assembly of the United Nations with Scientific Annexes Vol. I. Annex B*. United Nations sales publication E.00.IX.3. New York. 2000.
3. Q Chen, J-P Degrange, M Y Gerchikov, Z K Hillis, S Lepicard, E I M Meijne, K R Smith & A van Weers. *Effluent and dose control from European Union NORM industries: Assessment of current situation and proposal for a harmonised Community approach*. Volume 1: Main Report. Radiation Protection N° 135. Office for Official Publications of the European Communities. Luxemburgo (2003).
4. C. Papastefanou & S. Charalambous. *On the escaping radioactivity from coal power plants (CPP)*. Health Physics 1984. 46 (2). 293-302.
5. K.R. Smith, G.M. Crockett, W.B. Oatway, M.P. Harvey, J.S.S. Penfold & S.F. Mobbs. *Radiological Impact on the UK Population of Industries Which Use or Produce Materials Containing Enhanced Levels of Naturally Occurring Radionuclides: Part I: Coal-fired Electricity Generation*. NRPB-R327. NRPB 2001.
6. M.C. Alvarez & L. Garzon. *Assessment of radiological emissions from spanish coal power plants: Radioactive releases and associated risks*. Health Physics 1989. 57 (5). 765-769.
7. M.C. Alvarez y L. Garzon. Impacto radiológico de las centrales térmicas de carbón en España. *Anales de física Serie B* 1989 y 1990. Vol 85 p. 177-183 y Vol 86.p. 312-315 y 318-330.
8. J.A. Corbacho, A. Baeza, J. Guillén, D. Cancio, B. Robles, J.C. Mora y A. Suárez. *Niveles de actividad y de dosis registrados en la operación de la central térmica de Teruel en Andorra*. XI Congreso nacional de la Sociedad española de protección radiológica. 18-21 de septiembre de 2007. Tarragona 2007.



# SEGUIMIENTO Y CONTROLES DE SEGURIDAD EN LAS INSTALACIONES RADIATIVAS OPERATIVAS DEL CIEMAT

A. Sostoa, C. Roldán, F. M. Pino

*Unidad de Seguridad Radiológica de la Subdirección de Seguridad y Mejora de las Instalaciones del CIEMAT.*

## OBJETO

El objeto de este trabajo es presentar la normativa y las recomendaciones principales que la Unidad de Seguridad Radiológica (USR) aplica en el apoyo tanto al diseño y construcción de las instalaciones radiactivas (IRs) como en la comprobación del correcto funcionamiento de las mismas. Para esta última tarea la USR, con el apoyo del Servicio de Protección Radiológica (SPR), realiza inspecciones periódicas en las que verifica que tanto el estado de las instalaciones como su funcionamiento son aceptables desde el punto de vista de la seguridad y la protección radiológica. Estas inspecciones están regladas por el procedimiento interno "Inspecciones Internas a Instalaciones Radiactivas Operativas" que facilita la constatación del cumplimiento de los parámetros de diseño y de funcionamiento entre otras cuestiones.

## INTRODUCCIÓN

El Centro de Investigaciones Energéticas, Medio Ambientales y Tecnológicas (CIEMAT), considerado instalación nuclear única por Resoluciones de la Dirección General de la Energía de 15 de julio de 1980 y 3 de febrero de 1993, alberga en la actualidad 21 Instalaciones Radiactivas Operativas en las que se trabaja con material y equipos radiactivos.

Estas instalaciones se encuentran sometidas a reglamentación y normativa nacional (principalmente el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes y varias normas UNE) y a requisitos y orientaciones del Consejo de Seguridad Nuclear (Guías de Seguridad o Instrucciones Técnicas, así como otras derivadas de sus actuaciones de control)

Por otro lado, con objeto de tener un mayor conocimiento sobre criterios y parámetros técnicos de seguridad y protección necesarios para el diseño y el funcio-

namiento de las instalaciones, se tienen en cuenta otras normas y recomendaciones emitidas por instituciones internacionales de reconocido prestigio como el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), el Consejo Nacional de Protección Radiológica de los EE.UU. (NCRP en sus siglas en inglés), la Organización Internacional para la Estandarización (o International Organization for Standardization; ISO), etc.

## DESARROLLO

La normativa de aplicación depende en cada caso del material o los equipos que se utilicen y de las operaciones que se lleven a cabo en las instalaciones.

En las IRs del CIEMAT se trabaja tanto con material radiactivo dispersable como con no dispersable. Este trabajo que ahora se desarrolla se ha dividido y ajustado a una clasificación que comprende dos partes, la primera corresponde a instalaciones que utilizan material radiactivo dispersable y la segunda a aquellas que utilizan material radiactivo no dispersable. En ambas se indican los criterios de diseño y las verificaciones a realizar junto a la normativa a tener en cuenta.

## INSTALACIONES CON MATERIAL RADIATIVO DISPERSABLE

Este grupo de instalaciones corresponde a aquellas en las que se puede almacenar y manipular material radiactivo no encapsulado. En estas instalaciones se llevan a cabo operaciones en las que por la naturaleza intrínseca de los materiales y/o de los procesos a los que estos se ven sometidos puede producirse riesgo radiológico de irradiación y de contaminación.

El diseño y funcionamiento de este tipo de instalaciones vendría presidido por la consideración e influencia de medios y equipamientos que garanticen el confinamiento y, por tanto, mitiguen el riesgo de contaminación.



En la *Tabla 1* se recogen a la izquierda la mayoría de los elementos que se controlan en estos sistemas de mitigación y a la derecha las referencias de la legislación y recomendaciones a tener en cuenta en las evaluaciones y pruebas de funcionamiento.

### INSTALACIONES CON MATERIAL RADIACTIVO NO DISPERSABLE

Dentro de este grupo pueden encontrarse instalaciones de diversa índole:

- Instalaciones que usan fuentes encapsuladas para diversos fines como:
  - calibración
  - experimentación diversa
- Irradiadores
- Gammagrafía industrial
- Equipos de Rayos X con diversos usos, desde médico hasta industrial

- Acelerador *electrostático* de partículas (tipo Van der Graaff)

En este tipo de instalaciones el riesgo radiológico a reducir es el de irradiación.

En la *Tabla 2* se recoge, para cada tipo de instalación, por un lado los aspectos de seguridad y protección radiológica que se controlan tanto para el diseño como para la verificación de funcionamiento y por otro las referencias de la legislación y recomendaciones con los criterios a tener en cuenta en dichos controles.

### CONCLUSIONES

La normativa en materia de seguridad y protección radiológica varía a lo largo del tiempo; por este motivo, la USR del CIEMAT se mantiene al día en las posibles modificaciones o novedades en los reglamentos y normas a aplicar en las evaluaciones y vigilancias periódicas que lleva a cabo en las IRs operativas.

*Tabla 1. Evaluación de diseño y pruebas de funcionamiento; legislación y recomendaciones de las instalaciones radiactivas con material dispersable.*

EVALUACIÓN DE DISEÑO Y PRUEBAS DE FUNCIONAMIENTO	LEGISLACIÓN Y RECOMENDACIONES
<b>ESTADO GENERAL DE LA INSTALACIÓN</b>	
1. Paramentos y suelos: recubrimientos.	Ref. 1 <sub>cc</sub> Ref. 2 <sub>cc</sub> Ref. 3 <sub>cc</sub> Ref. 4 <sub>cc</sub>
2. Recipientes para residuos: características de uso frente a la contaminación.	
3. Tanques para efluentes: bombas, válvulas, estado de los mismos.	
4. Mobiliario: características frente a la contaminación.	
5. Piletas: características.	
<b>RECINTOS PARA MANIPULACIÓN</b>	
6. Recintos Abiertos (vitrinas de gases y campanas gases) El valor de la velocidad lineal de entrada de aire deberá estar comprendida entre: 0,5 - 1 m/s.	Ref. 2 <sub>cc</sub> Ref. 5.- Ref. 6.- Ref. 7.-
7. Recintos Herméticos (cajas de guantes) El valor mínimo de la depresión respecto al local deberá ser de 25 mm.c.a.	
8. Recintos Blindados Herméticos (celdas) El valor de la depresión respecto al local que la alberga deberá ser 20 mm.c.a.	
<b>SISTEMA DE VENTILACIÓN</b>	
9. Depresiones en dependencias donde se manipula el material. El valor puede ser de varios mm.c.a. respecto a esclusa o al resto de la instalación.	Ref. 6 <sub>cc</sub> Ref. 7.-
10. Unidades de filtración. Estado de colmatación de cada tipo de filtro (registros)	
11. Mantenimiento del sistema (registros)	
<b>SEÑALIZACIÓN Y SISTEMAS DE PREVENCIÓN Y EMERGENCIA</b>	
12. Material radiactivo: verificación, señalización y custodia.	Ref. 8 <sub>cc</sub> Ref. 9 <sub>cc</sub>
13. Zonas: señalización.	
14. Accesos: señalización y seguridad física.	
15. Luces de emergencia.	
16. Elementos contra incendios.	
<b>EQUIPOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA</b>	
17. Calibración (certificados)	Ref. 10 <sub>cc</sub>

Tabla 2. Evaluación de diseño y pruebas de funcionamiento; legislación y recomendaciones de las instalaciones radiactivas con material no dispersable.

EVALUACIÓN DE DISEÑO Y PRUEBAS DE FUNCIONAMIENTO	LEGISLACIÓN Y RECOMENDACIONES
<b>LABORATORIOS QUE MANIPULAN FUENTES ENCAPSULADAS</b>	
1. Blindajes fijos y portátiles. 2. Almacenamiento de fuentes. 3. Hermeticidad de fuentes. 4. Equipos de detección de radiación. 5. Señalización de la instalación. 6. Custodia de la instalación. 7. Elementos contra incendios.	Ref. 8.- Ref. 9.- Ref. 10.- Ref. 11.- Ref. 12.-
<b>IRRADIADORES</b>	
<b>I. AUTOBLINDADOS</b>	Ref. 8.- Ref. 9.- Ref. 10.- Ref. 11.- Ref. 13.- Ref. 14.-
8. Enclavamientos de seguridad del equipo. 9. Señalización de aviso de funcionamiento. 10. Revisiones periódicas. (+ 3, 4, 5, 6 y 7)	
<b>II. PANORÁMICOS EN SECO</b>	
11. Enclavamientos del Recinto de Irradiación. (+ 3, 4, 5, 6, 7 y 9)*	
<b>III. PANORÁMICO EN PISCINA</b>	
12. Dispositivos de aviso, acústico y visuales, de pérdida de nivel de agua de piscina y medios de reposición. 13. Sistemas de purificación del agua. 14. Equipo de detección de contaminación del agua. 15. Medios para movimientos de las fuentes fuera de la piscina (blindajes, polipastos y plataforma rodante) (+ 3, 4, 5, 6 y 7)*	
<b>ACELERADOR DE PARTÍCULAS</b>	
2, 3, 4, 5, 6, 7, 9, 10 y 11 *	Ref. 13.- Ref. 15.-
<b>EQUIPOS DE GAMMAGRAFÍA</b>	
16. Almacenamiento de los equipos: (+ 3, 4, 5, 6, 7, 9 y 10)*	Ref. 16.-
<b>EQUIPOS DE RAYOS X</b>	
<b>I. AUTOBLINDADOS: (4, 5, 6, 7, 8, 9 y 10)*</b>	Ref. 17.- Ref. 18.-
<b>II. SIN AUTOBLINDAJE (4, 5, 6, 7, 9, 10 y 11)*</b>	
<b>III. DIAGNOSTICO MÉDICO:(4, 5, 6, 7, 9 y 10)*</b>	

\* Se indican otros controles adicionales a aplicar que ya aparecen numerados en los bloques anteriores.

Así, garantiza que se cumplan los criterios y requisitos más favorables para la protección del personal que trabaja en dichas instalaciones y del medioambiente.

## REFERENCIAS

1. Canadian Nuclear Safety Commission. Regulatory Document. Guide R-52; Revision 1. *Design Guide for Basic and*

*Intermediate Level Radioisotope Laboratories.* Canada. 1991.

2. International Atomic Energy Agency. IAEA TECDOC 1430. *Radioisotope Handling Facilities and Automation of Radioisotope Production.* IAEA. ISBN 92-0-116104-2. Austria. 2004.

3. International Atomic Energy Agency. *Technical Reports Series N° 135. Storage Tanks for Liquid Radioactive Wastes: Their Design and Use.* IAEA. ISBN 92-0-125072-X. May 1972.



4. AENOR. UNE 73310. *Sustancias Radiactivas no encapsuladas. Identificación y Certificación*. Depósito Legal: M 29494:1999. España. 1999.
5. AENOR. UNE-EN 14175. Partes 1 a 4. *Vitrinas de gases*. ICS: 71.040.10. AEN/CTN 11, Mobiliario. España. 2003/2004.
6. International Atomic Energy Agency. Technical Reports Series N° 325. *Particulate Filtration in Nuclear Facilities*. IAEA. STI/DOC/O10/325, ISBN 92-0-125491-1. Vienna. 1991.
7. International Atomic Energy Agency. Technical Reports Series n° 122. *Air Filters for Use at Nuclear Facilities*. IAEA. STI/DOC/O10/122, ISBN 92-0-125670-1. Vienna. 1970.
8. AENOR. UNE 73-302-91. *Distintivos para señalización de radiaciones ionizantes*. CDU 003.62:614.876.013. España. 1991.
9. REAL DECRETO 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. BOE núm. 178 de 26 de julio.
10. AENOR. UNE-EN ISO 10012. *Sistemas de gestión de las mediciones. Requisitos para los procesos de medición y los equipos de medición*. ICS 03.120.10; 17.020. Comité Europeo de Normalización. España. 2003.
11. International Standard. ISO 2919:1999(E). International Organization for Standardization. *Radiation Protection - Sealed radioactive sources - General requirements and classification*. Switzerland. 1999.
12. AENOR. UNE 73108:1995. *Diseño y utilización de blindajes temporales para radiación gamma*. ICS 13.280; 27.120. AEN/CTN 73 – Industria Nuclear. España. 1995.
13. International Atomic Energy Agency. *Practice specific model regulations: Radiation Safety of Non-Medical Irradiation Facilities*, TECDOC 1367. 2003.
14. REAL DECRETO 229/2006, de 24 de febrero, sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas. BOE núm. 50 de 28 de febrero.
15. International Atomic Energy Agency. Safety Series N° 107. *Radiation Safety of Gamma and Electron Irradiation Facilities*. IAEA. ISBN 92-0-101692-1. Vienna. 1992.
16. International Standard. ISO 3999:2004. *International Organization for Standardization. Radiation protection - Apparatus for industrial gamma radiography - Specifications for performance, design and tests*. 2004.
17. International Atomic Energy Agency. Safety Reports Series N° 13. *Radiation Protection and Safety in Industrial Radiography*. ISSN 1020-6450; n° 13. Vienna. 1999.
18. Guía de Seguridad 5.11 del Consejo de Seguridad Nuclear. *Aspectos Técnicos de Seguridad y Protección Radiológica en las Instalaciones Médicas de Rayos X para Diagnóstico*. CSN. ISBN 84-87275-20-6. Referencia: GSG-05.11. 1990.



## PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL MEDIO AMBIENTE: PROYECTO EUROPEO ERICA

**A. Real<sup>1</sup>, B. Robles<sup>2</sup>, J.M. Gómez-Ros<sup>1</sup>, A. Agüero<sup>2</sup> y D. Cancio<sup>2</sup>**

<sup>1</sup> Unidad de Dosimetría de Radiaciones Ionizantes. <sup>2</sup> Unidad de Protección Radiológica del Público y del Medio Ambiente. CIEMAT.

El proyecto “Environmental Risk from Ionising Contaminants: Assessment and Management” (ERICA) comenzó el 1 de marzo de 2003 y ha finalizado en febrero de 2007. En este proyecto del VI Programa Marco de EURATOM, han participado 15 instituciones europeas, entre ellas el CIEMAT.

### OBJETIVO DEL PROYECTO

El objetivo principal del proyecto ha sido proporcionar y aplicar una aproximación integrada para abordar los aspectos científicos, ejecutivos y sociales relacionados con los efectos de las radiaciones ionizantes en el medio

ambiente al nivel de comunidad con énfasis en la biota y los ecosistemas. El resultado final de este proyecto ha sido el desarrollo de la “aproximación integrada ERICA” que permite evaluar, caracterizar y gestionar el riesgo para el medio ambiente de las radiaciones ionizantes a escala Europea.

### RESULTADOS DEL PROYECTO ERICA

Para alcanzar el objetivo del proyecto, éste se estructuró en cinco grupos de trabajo (Figura 1).

**Grupo de trabajo 1.** Ha sido el encargado de desarrollar la herramienta de evaluación integrada para la evaluación del impacto radiológico debido a fuentes de contaminación crónicas o agudas en ecosistemas acuáticos y terrestres.

El trabajo de este grupo ha servido de puente entre los conocimientos alcanzados el proyecto FASSET (correspondiente al 5º Programa Marco de la UE) y las lagunas de conocimiento e incertidumbres observadas en el mismo y el Proyecto ERICA, siguiendo las observaciones y el consenso alcanzado en la Conferencia Internacional sobre Protección del Medio Ambiente organizada por el OIEA en Estocolmo en octubre de 2003.

Para ello, se ha trabajado en cuatro aspectos: transferencia de radionucleidos en el medio; dosimetría; relaciones dosis-efecto y desarrollo de una herramienta de evaluación.

Un reto en los estudios de la **transferencia de radionucleidos en el medio ambiente** viene determinado por la enorme combinación de radionucleidos y organismos existente. El trabajo se ha centrado en 4 ecosistemas terrestres (bosque, seminatural, agrícola y humedales) y en 3 ecosistemas acuáticos (marino, salobre y aguas continentales). Los organismos considerados, susceptibles de recibir las exposiciones más altas, son los “organismos de referencia” identificados en FASSET.

El proyecto FASSET puso de manifiesto la carencia de parámetros específicos que permitan evaluar la transferencia de los radionucleidos. Con objeto de poder completar el conocimiento, se ha trabajado en: (i) Desarrollo de aproximaciones genéricas para predecir la transferencia, como son la alométrica en función del tamaño del organismo y la filogenia en función de las relaciones filogenéticas. (ii) Utilización de nuevos datos empíricos publicados con posterioridad a FASSET, para complementar el conocimiento sobre la incorporación y distribución de los radionucleidos en el interior del organismo. (iii) Utilización de los datos disponibles de elementos análogos estables para suplir la falta de datos de transferencia

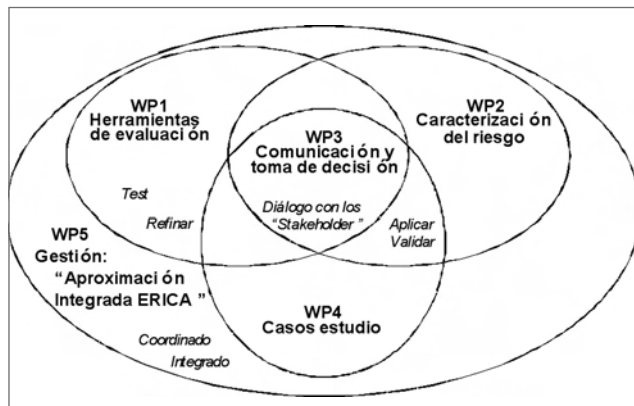


Figura 1: Estructura del proyecto ERICA

de radionucleidos. (iv) Desarrollo de modelos dinámicos que simulen los procesos y el flujo de nutrientes en la cadena trófica. (v) Considerar la inclusión de la influencia de la biodisponibilidad de elementos análogos estables

Se han incluido nuevos radionucleidos y algunas especies protegidas en Europa que no estaban contemplados en FASSET. Se han implementado en la herramienta de evaluación, los modelos necesarios para simular la transferencia y el transporte de actividad en los ecosistemas acuáticos y terrestres. Estos modelos son de criba, basados en Safety Report Series No 19 del OIEA y en los modelos de transporte en medio marino desarrollados en el proyecto MARINA II. Estos modelos son apropiados para el caso de liberaciones prolongadas bajo condiciones de equilibrio o quasi equilibrio.

En relación con la **dosimetría**, se ha continuado el trabajo desarrollado en FASSET, con el propósito de ampliar y completar los resultados obtenidos. Los objetivos concretos han sido: (i) Estimar las dosis internas en organismos de referencia suponiendo la acumulación del radionucleido considerado en un órgano específico. (ii) Ampliar la lista de Coeficiente de Conversión de Dosis (CCDs) a radionucleidos no incluidos en FASSET. (iii) Ampliar la lista de organismos de referencia considerada en FASSET y desarrollar métodos de interpolación que permitan estimar la dosis absorbida para un amplio rango de tamaños y geometrías correspondientes a los ecosistemas considerados.

Se han desarrollado métodos de interpolación para el cálculo de coeficientes de conversión de dosis para un radionucleido dado en un organismo de referencia cualquiera. Se ha implementado un programa que calcula los CCDs mediante interpolación a partir de los valores obtenidos por simulaciones de Montecarlo para energías y tamaños determinados.



Se han realizado nuevas simulaciones para estimar la exposición interna de los organismos de referencia en el caso de una distribución no homogénea del radionucleido incorporado. En el caso de la dosis total, para cuyo cálculo se habían obtenido CCD suponiendo una distribución homogénea, se han realizado nuevas simulaciones considerando dos situaciones extremas: un emisor monoenergético (gamma o beta) situado en el centro del organismo y el mismo emisor concentrado en un punto alejado del centro sobre el eje mayor del elipsoide. En ambos casos se ha calculado el CCD, de manera que el valor correspondiente a cualquier situación intermedia estaría entre los valores de estos dos casos que proporcionan, por tanto, una estimación de la incertidumbre. Así, la incertidumbre debida a una posible inhomogeneidad en la distribución del radionucleido incorporado, depende del tamaño y forma del organismo considerado y de la energía de emisión, resultando siempre inferior al 40%. Para electrones con  $E < 0.5$  MeV, dicha incertidumbre es despreciable (Figura 2).

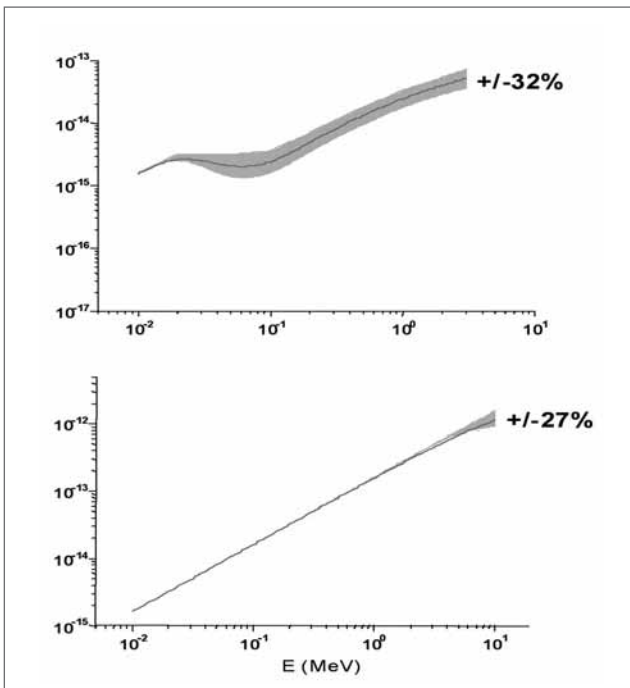


Figura 2: CCDs para exposición interna de fotones (superior) y electrones (inferior) monoenergéticos. La línea central corresponde a distribución homogénea. Los límites superior e inferior de la zona sombreada corresponden al emisor concentrado en el centro del organismo y en un punto excéntrico del mismo, representando una estimación de la incertidumbre en el cálculo de dosis total cuando se asume una distribución homogénea

Para tener una estimación de la dosis en un órgano dado, debido a la concentración del radionucleido en dicho órgano, se han realizado cálculos suponiendo un órgano interno esférico de masa 5% la masa total del organismo y situado en el centro del mismo. En tal caso la dosis en el órgano considerado puede ser mucho mayor que la dosis en todo el organismo, dependiendo de la energía del emisor.

Cualquier sistema de evaluación del impacto de contaminantes en el medio ambiente requiere de un **análisis de la relación dosis-efectos** en organismos y ecosistemas. Para facilitar dicho análisis, durante FASSET se desarrolló la base de datos FRED (FASSET Radiation Effects Database) que contiene un total de 1.040 referencias (1945-2001), con aproximadamente 25.000 datos.

En ERICA se ha desarrollado la base de datos FREDERICA, cualitativa y cuantitativamente mejor que FRED. Desde el punto de vista cuantitativo, FREDERICA contiene además de los datos de FRED, la información de la base de datos EPIC y de los trabajos científicos publicados con posterioridad a 2001. Desde el punto de vista cualitativo destacar que todos los trabajos incluidos en FREDERICA han sido sometidos a un “control de calidad”, habiéndose evaluado considerando tres criterios: dosimetría, diseño experimental y análisis estadístico, considerándose para cada uno de ellos diversos aspectos. Los resultados, recogidos en una hoja excel, que ha sido incluida en FREDERICA. Esta evaluación perseguía determinar la utilidad de los datos del estudio en evaluaciones de impacto radiológico, sin pretender juzgar el diseño o la forma en la que se realizó el estudio. También se han mejorado las capacidades de búsqueda de los datos contenidos en FREDERICA, permitiendo buscar información según diversos criterios (autor, tipo de radiación, efecto biológico, etc.). FREDERICA se ha integrado en la herramienta de evaluación ERICA. Para ello, se han realizado unas tablas resumen de los efectos descritos en plantas y animales, que forman parte de la herramienta. Así, los usuarios pueden realizar predicciones de dosis en especies no humanas, para establecer los posibles efectos derivados de esas dosis en animales y plantas.

Integrando todo el conocimiento de las tres áreas de trabajo comentadas, se ha desarrollado la **herramienta de evaluación**, de utilidad para determinar el impacto radiológico en condiciones de contaminaciones crónicas y agudas, en ecosistemas acuáticos y terrestres. Los “endpoints” de la evaluación son la concentración en los diferentes medios y las dosis en los organismos de referencia definidos para cada uno de los ecosistemas.

Igualmente, permite obtener información de los efectos a nivel individual en los organismos de referencia. La herramienta se ha realizado en Java, programa basado en una estructura flexible, fácilmente ampliable y de fácil manejo.

**Grupo de trabajo 2.** El objetivo prioritario era desarrollar una metodología de caracterización del riesgo aplicable en la aproximación integrada ERICA. Para ello, se consideraron tanto los datos experimentales obtenidos en ERICA, como las consideraciones de los otros grupos de trabajo.

Las tareas realizadas han sido: (i) Revisión de metodologías existentes de caracterización del riesgo y propuesta de la metodología ERICA. (ii) Extrapolación de datos (dosis altas-agudas vs. dosis-bajas crónicas; dosis externas vs. internas; efectos biológicos en el individuo vs. la población; un radionucleido vs. múltiples contaminantes) y cuantificación de las principales fuentes de incertidumbre. (iii) Desarrollo de una guía de buenas prácticas. Conjunto de principios que se deben aplicar para asegurar que se utiliza la mejor información disponible teniendo en cuenta la relevancia de los datos y modelos disponibles para un ecosistema real.

La metodología ERICA que se propone es estratificada y, por tanto, en cada nivel sucesivo se aumenta la complejidad (Figura 3).

**Grupo de trabajo 3.** El tercer grupo de trabajo sobre comunicación y toma de decisión, tenía el objetivo de desarrollar una guía para la gestión de la protección del medio ambiente frente a las radiaciones ionizantes conjuntamente con los grupos interesados.

Dentro de este grupo hay tres áreas temáticas: (i) Identificación de la información clave necesaria, tanto para la evaluación como para el establecimiento de un conjunto de criterios y los estándares derivados, basados en la experiencia de FASSET. (ii) Alcanzar el consenso en áreas de incertidumbre científica significativa y su incorporación a la gestión. (iii) Gestión, conformidad y demostración, mediante consultas rápidas tanto personales, como basadas en la página electrónica.

Al comienzo del proyecto se constituyó el grupo de "End-Users" entre un amplio rango de expertos (científicos, éticos, legales y sociales), profesionales (de la industria, reguladores y legisladores), ONGs y en los casos en los que sea apropiado los grupos interesados locales (público). Han participado 53 organizaciones nacionales e internacionales tanto del ámbito europeo como mundial.

Todas las recomendaciones de los EUG han sido recogidas y utilizadas como entrada para nuevas acciones de

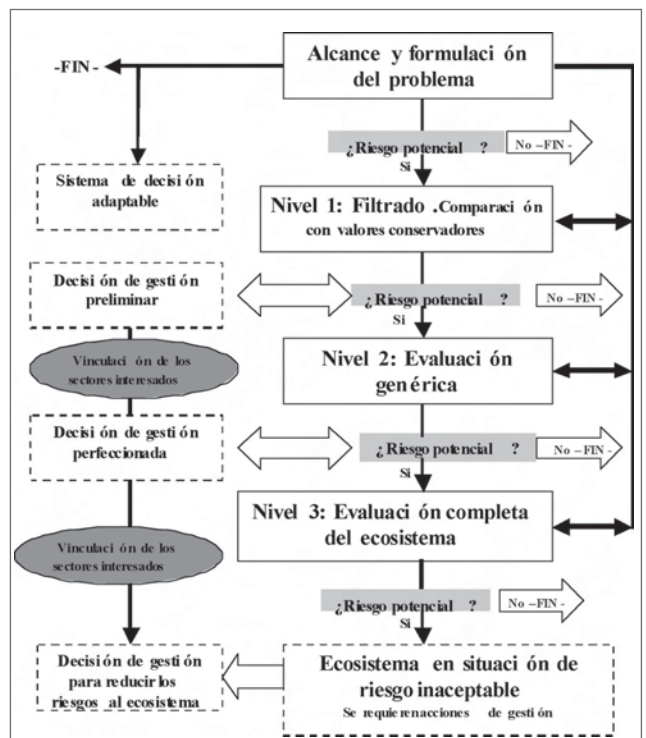


Figura 3. Esquema de la propuesta de Metodología ERICA para evaluación del riesgo

los otros grupos de trabajo del proyecto. La información referente a este grupo es puesta al día regularmente en la zona restringida para los EUG de la página electrónica ERICA.

**Grupo de trabajo 4.** El cuarto grupo de trabajo, ha sido el encargado de aplicar y probar en "casos estudio" las metodologías de evaluación desarrolladas en FASSET y ERICA.

Los casos estudio seleccionados han sido: (i) Sellafield (Reino Unido), donde han sido liberados tanto efluentes líquidos como gaseosos, como resultado de estos vertidos rutinarios el estuario y el ecosistema terrestre se han visto contaminados con varios radionucleidos. (ii) Río Loira (Francia), este río recibe el aporte de vertidos rutinarios de varias instalaciones nucleares. Su hidrología y ecología está bien caracterizada y se tienen numerosas medidas y ejercicios de modelización. (iii) Zona de exclusión de Chernobyl (Ucrania), varios miembros del consorcio tienen experiencia en trabajar en esta zona y se tienen contactos con diversos grupos de trabajo y laboratorios de Ucrania y Rusia. (iv) Plataformas petrolíferas (Atlántico Noreste), estimaciones recientes de los aportes de sustancias radiactivas al medio marino sugie-



ren que este tipo de industrias pueden ser una fuente significativa de emisores alfa. (v) República de Komi (Rusia), es un área con alta radiactividad natural del cual se tienen un histórico de datos, algunos de los cuales han sido utilizados en el proyecto EPIC.

Los datos recogidos de todas estas zonas han sido estructurados y unificados para poder aplicar la metodología FASSET y ERICA, haciéndose una revisión crítica de los resultados evaluando la aplicabilidad de los datos de transferencia obtenidos en el proyecto FASSET, la aplicación de la caracterización del riesgo, la identificación de lagunas de conocimiento y recomendaciones para los grupos de trabajo 1, 2 y 3.

Grupo de trabajo 5. Ha sido el encargado de realizar la gestión general y la evaluación del progreso del proyecto.

Existe una página electrónica donde se recoge toda la información generada durante el proyecto ERICA: <http://www.ERICA-project.org/>

El proyecto ERICA se ha convertido en referencia a nivel no solo europeo sino mundial, en los temas relacionados con la protección del medio ambiente frente a radiaciones ionizantes. Su importancia deriva de los desarrollos que se requieren para crear un sistema coherente para tratar el impacto radiológico sobre el medioambiente.



**ST5 APRPMA-73**

## ESTUDIO SOBRE ENSAYOS PARA LA DETECCIÓN DE RADIATIVIDAD EN MATERIALES METÁLICOS MEDIANTE DETECTORES DE PÓRTICO

**J.A. González<sup>1</sup>, M.J. Suárez<sup>1</sup>, L. Pujol<sup>2</sup>, C. Correa<sup>3</sup>, M. García<sup>1</sup> y J.I. Serrano<sup>4</sup>.**

<sup>1</sup>Universidad Politécnica de Madrid (UPM) – E.T.S.I. de Caminos, Canales y Puertos. <sup>2</sup>Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas (CEDEX). <sup>3</sup>Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A. (ENRESA). <sup>4</sup>Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

### INTRODUCCIÓN

Los monitores de radiactividad de tipo pórtico, se han diseñado para detectar e impedir la entrada o salida de fuentes radiactivas o de material con sustancias emisoras de radiación en los vehículos que pasan lentamente entre sus detectores.

Estos equipos tienen detectores de centelleo plástico de gran superficie, y son los sistemas más efectivos y más empleados en las empresas de reciclado, tratamiento o fundición de metales, para detectar fuentes radiactivas mezcladas en la carga de los vehículos que transportan chatarra, materiales metálicos o similares. Sin embargo, su respuesta no está asociada y cuantificada para los parámetros radiactivos del material que puede detectar, como es su actividad o su tasa de dosis.

Sólo en fechas recientes, la normativa ANSI N42.35 y CEI-IEC 62244, definen las características operativas de los pórticos y la actividad de las muestras radiactivas que han de detectar. Sin embargo, estos pórticos son para instalar en las fronteras, y los ensayos estáticos y dinámicos, se realizan en laboratorios, sólo para certificar que superan una capacidad de detección.

En este estudio se analizan los diferentes tipos de ensayos internacionales de campo realizados con monitores de pórtico destinados a la detección de muestras radiactivas presentes en vehículos que transportan materiales metálicos o similares.

También se presentan unos ensayos sencillos que permiten medir las características operativas de los pórticos en situaciones próximas a las reales. Sus resultados facilitan a las empresas que tienen estos equipos y a los



organismos reguladores, evaluar su respuesta, en particular el valor del nivel dinámico de detección de los pórticos para muestras de cesio-137.

## ENSAYOS INTERNACIONALES

Para estudiar la capacidad de detección de los pórticos en condiciones reales, varios organismos de diferentes países, han realizado ensayos, cuyo análisis permite verificar su evolucionado y su simplificación.

En este trabajo, se han analizado los resultados de los ensayos realizados en diferentes países, para definir unos nuevos ensayos sencillos, que permitan asegurar, que el pórtico instalado en una empresa, tiene una capacidad de detección cuantificada con los parámetros físicos asociados a las muestras radiactivas.

En las pruebas realizadas por la Asociación de Fabricantes de Acero (SMA), en 1996, en Estados Unidos, se emplearon camiones cargados con diferentes materiales de recuperación. Se evaluó el porcentaje del número de alarmas falsas y reales de varios pórticos, cuando un camión tenía varias fuentes radiactivas en varios puntos de sus cargas <sup>(1)</sup>.

En las pruebas realizadas por el Instituto Metrológico de Chequia (CMI), en 1996, en Praga, se empleó un tren con un vagón cargado con chatarra de hierro triturada y otro vacío. En estos ensayos se evaluaron dos parámetros que estaban asociados a la sensibilidad del sistema de detección y a la probabilidad de producir las alarmas falsas y reales <sup>(2)</sup>.

En estas dos pruebas los fabricantes instalaron los pórticos alineados en una instalación especial. En los ensayos, los equipos eran una “caja negra” que estaba bloqueada durante el ensayo y que activaba, o no, su alarma cuando pasaban por ellos todos los camiones o trenes. Las medidas se realizaron con más de 1000 pasadas de vehículos o trenes, variando el material, la muestra, el blindaje, la posición y la carga.

En los ensayos con trenes, ya se calculó la “actividad mínima detectable”, con los valores del porcentaje de las alarmas que producen varias muestras de cesio-137, de diferentes actividades, colocadas en el centro del vagón lleno con chatarra y en el centro del vagón sin carga. El valor de la “actividad mínima detectable” se evaluó representando los porcentajes de las alarmas y situando por interpolación la actividad que corresponde a un porcentaje de las detecciones del 95 %.

En las pruebas realizadas por la Universidad Politécnica de Milán, en 1997, en Italia, se empleó un

contenedor colocado en un camión, que estaba cargado con chatarra de hierro triturada. Estos ensayos permitieron medir y reproducir de forma sencilla la sensibilidad de los detectores de los pórticos, con los valores de dos parámetros que estaban asociados a la distancia entre la muestra y el detector, y el espesor del blindaje que tiene cada muestra <sup>(3)</sup>.

En las pruebas realizadas por la empresa Explorium, en 1997, en Canadá, también se empleó un camión cargado con chatarra triturada. En estos ensayos se simplificó el proceso y se calculó la sensibilidad de los detectores de los pórticos sólo con la tasa de recuento de cada detector, sin analizar las alarmas <sup>(4)</sup>.

En las dos pruebas anteriores, los pórticos estaban operativos en empresas del metal con los mismos parámetros. Se empleó sólo un vehículo con carga homogénea, y una o dos muestras activas. Los ensayos son reproducibles, tienen un coste razonable y se realizan en poco tiempo. También permiten obtener parámetros “técnicos” del pórtico, como la “sección máxima de detección”, el “espesor máximo de detección” o el “coeficiente de corrección” entre la atenuación de la chatarra normal y la fragmentada.

En los ensayos realizados en Holanda, por el RIVM, en el 2003, en 32 pórticos que estaban operativos en las empresas del sector del metal, se verificó su capacidad mínima de detección, para compararla con la fijada por la regulación nacional, que indica que los pórticos han de activar su alarma, para una muestra de cobalto-60, cuando la tasa de dosis en la superficie del detector se incrementa en 20 nSv/h <sup>(5)</sup>.

En estos ensayos, también se emplearon muestras de cesio-137, cobalto-60 y, uranio y torio natural, con distintas actividades. Los resultados de los 90 ensayos realizados en cada pórtico indican sólo el número de las alarmas que se producen, pero el análisis de las gráficas muestra el intervalo y la probabilidad donde está situada su capacidad de detección en nSv/h.

En los ensayos realizados en EEUU, en 2005, en Nevada, se verificaron varios prototipos de pórticos para instalar en las fronteras que realizaban espectroscopia. Estos pórticos tenían detectores de NaI(Tl) o GeHP, y sus características se fijaron en el borrador de la Norma <sup>(6, 7)</sup>.

Aunque no se tienen resultados de estos ensayos, el análisis de esta norma, indica como se mide la capacidad mínima de detección para varios isótopos y las condiciones para realizar los ensayos. Como ejemplo, al pasar 50 veces con 600 kBq de cesio-137, por la trayectoria central de un pórtico de 5 m, a 8 km/h, la



probabilidad de “activar la alarma” ha de ser superior al 90 %, que equivale a 49 o más alarmas.

### ENSAYOS REALIZADOS EN LOS PÓRTICOS

Para evitar los incidentes producidos por la presencia de material radiactivo, o “muestras huérfanas” en productos metálicos, en 1999, se firmó en España el “Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos”. En la actualidad se han adherido al protocolo más de 114 empresas del sector del metal. Estas empresas tienen instalados más de 200 pórticos, que están operativos de forma efectiva y continua (*Figura 1*)

Los ensayos estáticos y dinámicos realizados para caracterizar los pórticos, se han realizado con muestras calibradas de cesio-137, en condiciones operativas normales. Los valores físicos obtenidos en estos procesos (*tabla 1*), se pueden emplear como referencia, para comparar la respuesta de varios pórticos o para verificar su estabilidad a corto o a largo plazo.

Los ensayos se han realizado en varios pórticos, seleccionados para que sean representativos de la situación actual. Para realizar los ensayos es necesario conocer con detalle el funcionamiento del equipo, una muestra calibrada de cesio-137 de 370 kBq, y un tiempo medio para los ensayos de 2 a 3 horas.

En los **ensayos estáticos**, se obtiene el fondo de los detectores, la eficiencia estática en el centro del pórtico y en el centro de la superficie del detector. Los datos de las detecciones se obtienen en la consola del pórtico. La eficiencia estática absoluta en el centro del pórtico, se calcula como la relación entre la acti-

vidad de la muestra y las detecciones, expresada en %, o como la relación entre las detecciones y la tasa de dosis en la superficie del detector, expresada en cps/nSv/h.

En los **ensayos dinámicos**, se obtiene la eficiencia dinámica del pórtico, cuando se activa la alarma al pasar andando con una muestra por la trayectoria central de la zona sensible de detección del pórtico. Los datos se obtienen del informe que se imprime cuando se activa la alarma, o de los datos que se graban en su consola de control, que indican el valor de las detecciones máximas, del fondo, y del nivel de la alarma. El resultado de la eficiencia dinámica también se calcula en % y en cps/nSv/h.

El **nivel dinámico de detección**, indica donde está situado el nivel de la alarma de detección del pórtico, en kBq o en nSv/h en la superficie del detector, cuando se pasa por el centro de la zona sensible de detección. Su valor también se calcula con los datos del informe de la alarma, y para una muestra de cesio-137, indica cual es la actividad o la tasa de dosis para activar la alarma del equipo con una probabilidad del 50 %.

### RESULTADOS

Los resultados de los ensayos se presentan en la *tabla 1*.

**Datos del pórtico.** Se indica el modelo, la separación entre los paneles de los detectores laterales, las dimensiones de los detectores y el valor del nivel que tenía fijado cada pórtico para activar la alarma. El valor del nivel de la alarma, se ha expresado como el número de las desviaciones típicas sobre el fondo medido antes del paso del vehículo, y se ha calculado para las detecciones en intervalos continuos de medida de 1 s.

**Fondo del detector.** El fondo de los detectores de centelleo orgánico, de PVT, está asociado a su volumen, a la electrónica, a la radiactividad ambiental del entorno, a las condiciones ambientales atmosféricas y al proceso que se realiza durante el ajuste del equipo. El fondo normal de un detector de gran volumen de PVT, varía de 80 a 100 cps, por cada litro de detector. Para reducir el fondo el detector se blindo parte de su superficie exterior con hierro o con plomo.

Como la mayoría de los pórticos tienen un volumen entre 16 l a 30 l, su fondo normal varía entre 1500 cps y 3000 cps. En algunos detectores el fondo se reduce empleando dos fotomultiplicadores en coincidencia para captar los impulsos de luz, y con discriminadores

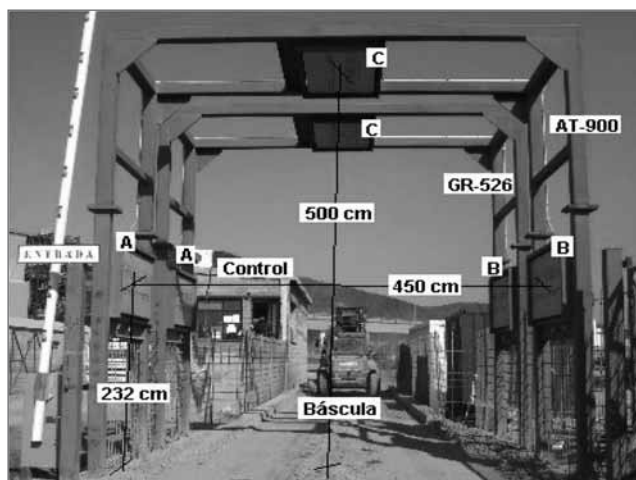


Fig. 1 Pórtico instalado en una empresa de Siderúrgia.

Fig. 1 Pórtico instalado en una empresa de Siderúrgia.

		Valores de Referencia Estáticos y Dinámicos obtenidos con Cs-137 obtenidos en los procesos unificados							
		Valor	Bicron			Exploramium			RadComm
			ASM-III	ASM-II	ASM-SE	GR-526	GR-526	AT-900	RC-2000
Datos del Pórtico	Distancia entre los detectores	2*D	436	474	454	440	450	450	394
	Número de detectores	N <sub>Det</sub>	4	4	3	4	6	6	2
	Volumen de los detectores	V <sub>Det</sub>	25	23	23	18	25	25	36
	Superficie de los detectores	S <sub>Det</sub>	0.51	0.46	0.46	0.32	0.50	0.50	0.72
	Nivel de alarma para 1 s	Sigma	3.5	7.6	16	12	11.1	11.1	14
Ensayos Estáticos	Fondo del Detector	F	2063	3845	2703	1486	2778	2748	2226
	Incertidumbre	2.u(F)	29	39	95	14	19	19	21
	Eficiencia Centro del Detector	E <sub>D</sub>	13.99	7.27	16.6	12.39	14.96	14.83	13.21
	Incertidumbre	2.u(E <sub>D</sub> )	1.17	0.08	1.9	0.08	0.43	0.35	0.84
	Eficiencia Centro del Pórtico (%)	E <sub>C</sub>	0.27	0.16		0.17	0.22	0.24	0.31
	Incertidumbre	2.u(E <sub>C</sub> )	0.03	0.01		0.01	0.02	0.02	0.08
	Eficiencia Centro del Pórtico (cps)	I <sub>C</sub>	133	95		88	118	126	123
	Incertidumbre	2.u(I <sub>C</sub> )	17	6		3	10	12	30
Ensayos Dinámicos Por el Centro	Eficiencia Dinámica en Centro (%)	E <sub>D</sub>	0.10	0.21	0.28	0.37	0.54	0.50	0.30
	Incertidumbre	2.u(E <sub>D</sub> )	0.05	0.06	0.03	0.18	0.26	0.25	0.05
	Eficiencia Dinámica en Centro (cps)	I <sub>D</sub>	49	120	149	185	286	263	121
	Incertidumbre	2.u(I <sub>D</sub> )	23	34	15	93	140	132	20
	Nivel Detección en Centro (Actividad)	A <sub>L</sub>	172	229	296	179	150	162	230
	Incertidumbre	2.u(A <sub>L</sub> )	84	60	33	89	72	83	86
	Nivel Detección en Centro (Tasa Dosis)	D <sub>L</sub>	3.5	3.9	5.5	3.5	2.8	3.1	5.7
	Incertidumbre	2.u(D <sub>L</sub> )	1.7	1.0	0.6	1.8	1.4	1.6	2.1

que separan las señales que generan los impulsos de luz del detector del ruido electrónico.

En la mayoría de los detectores, el fondo ambiental también varía con la temperatura, con la lluvia y, en general, con las condiciones ambientales.

**Eficiencia estática del detector.** La eficiencia de los detectores, para las muestras de cesio-137, que están colocadas en el centro externo de su superficie, está asociada a la geometría del detector en el panel, y al proceso de medida del pórtico.

Como los detectores de PVT, empleados en la industria del metal tienen un espesor próximo a 5 cm, y su superficie de detección varía desde 0,3 m<sup>2</sup> hasta 0,6 m<sup>2</sup>, las emisiones del cesio-137, colocado en el centro de su superficie, tienen un ángulo sólido próximo a 2π y casi la mitad atraviesan la zona sensible

del detector. Sin embargo, la eficiencia absoluta de los detectores medidos varía entre el 13 % y el 15 %.

**Eficiencia estática del pórtico.** La eficiencia del pórtico, para una muestra de cesio-137, que está colocada en el centro de la zona sensible de detección del pórtico, también está asociada al ángulo sólido y a la distancia entre la muestra y el detector.

La eficiencia absoluta estática medida en los pórticos varía desde el 0,17 % hasta el 0,32 % o desde 90 cps/nSv/h hasta 140 cps/nSv/h.

**Eficiencia dinámica en la trayectoria central.** Su valor, en % o en cps/nSv/h, está relacionado con la eficiencia estática, con los parámetros de los algoritmos de cálculo empleados y con el intervalo de tiempo acumulado de medida en cada modelo de pórtico. Como en varios pórticos no se conocen ni los intervalos de



tiempo, ni los algoritmos empleados, su valor se ha medido, pero es difícil de comparar los resultados.

**Nivel dinámico de detección.** Su valor se obtiene activando la alarma al pasar andando con una muestra de cesio-137 por la trayectoria central a una velocidad próxima a los 5 km/h. Para calcular su valor se emplean los datos de las detecciones que se imprimen en el informe de la alarma. Su valor depende de los valores de los parámetros estáticos y dinámicos anteriores, y del nivel de la alarma fijado en el pórtico.

En los resultados obtenidos, todos los pórticos tienen un nivel dinámico de detección entre 170 kBq y 280 kBq, cuya tasa de dosis en la superficie varía entre 3,3 nSv/h y 6,5 nSv/h.

## CONCLUSIONES.

Las conclusiones del estudio realizado son:

1. Los resultados obtenidos en los ensayos estáticos y dinámicos, permiten definir las características físicas de los detectores de los pórticos, como es el fondo y la eficiencia para el cesio-137.
2. El nivel dinámico de detección para el cesio-137, se puede medir con ensayos sencillos, rápidos y reproducibles. Los resultados obtenidos con las detecciones durante las alarmas, son comparables con los obtenidos en los ensayos internacionales, donde sólo se indica la relación estadística entre el paso de muestras y el recuento de las alarmas.
3. Los niveles dinámicos de detección obtenidos en estos pórticos, para el cesio-137, mas sus incertidum-

bres, son inferiores al límite de detección fijado en las normas ANSI A42.38 para los pórticos en fronteras, que es de 600 kBq o de 9 nSv/h.

## REFERENCIAS

1. HPA (Health Physics Associates, Inc) "Data analysis Steel Manufacturers Associates Test of Scrap Monitoring System." Lenhartsville. PA 19534, June 2, 1997.
2. Dryak, P., col., 1999. *Evaluation of two rounds of testing of types of devices for monitoring radioactive sources in loaded vehicles.* Nuc. Inst. Met. A, 422, 922-925.
3. Campi, F., col., 2005. *Sensitivity tests and risk evaluation for steelworks portal systems.* Rad. Mea., 39, 161-173.
4. Cox, J.R., col., 1997. *A method of assessing the performance of portal monitors to estimate the system detection capability.* Exploranium G.S. Internal Report.
5. Blaauboer, R., col.. *Detectie van radioactief schroot met poortdetectoren. Verslag van een ringonderzoek.* Holanda. RIVM-610100006:2004
6. ANSI N42.38-2005. *Performance Criteria for Spectroscopy-Based Portal Monitors used for Homeland Security*
7. DHS (Department of Homeland Security). *Advanced Spectroscopic Portal Monitors (BAA05-04).* HSARPA. 2005.

## AGRADECIMIENTOS

El presente estudio ha sido realizado con el Convenio de Colaboración entre la Universidad Politécnica de Madrid, la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos y el Consejo de Seguridad Nuclear, titulado "Estudio del control de la presencia de material radiactivo en materias primas con pórticos en instalaciones".

# POTENCIAL DE RADÓN: UNA PROPUESTA DE CLASIFICACIÓN DE MATERIALES ATENDIENDO A LA CAPACIDAD DE GENERACIÓN DE RADÓN

I. López-Coto<sup>1</sup>, J. P. Bolívar<sup>1</sup>, J. L. Más<sup>2</sup>, R. García-Tenorio<sup>2</sup>.

<sup>1</sup>Departamento de Física Aplicada. Universidad de Huelva

<sup>2</sup>Departamento de Física Aplicada I-II. Universidad de Sevilla

## INTRODUCCIÓN

Se puede asegurar que el radón, y sus descendientes de vida corta en la atmósfera, generan la mayor contribución a la exposición a radiación ionizante de fuentes naturales. Esta contribución, 1.1 mSv y<sup>-1</sup>, representa el 50 % de la dosis total, <sup>(1)</sup>. La importancia radiológica del Radón conlleva la necesidad de controlar la exposición al mismo, tanto en lugares de trabajo, como en viviendas y sitios públicos, siendo necesario llevar a cabo monitorizaciones de su concentración en aire, además de evaluar la influencia de los distintos sustratos que puedan actuar como fuentes de radón (suelos, materiales de construcción, NORM's, residuos, etc.)

A la hora de categorizar los diferentes tipos de materiales como fuente de radón es necesario acatar un criterio en base al cual sea posible tomar decisiones. El aporte real a la atmósfera en cada caso estará fuertemente influenciado por diversos parámetros como la actividad de <sup>226</sup>Ra, el tipo de material, las condiciones de humedad y compactación del mismo, así como las condiciones climáticas específicas. A su vez, el riesgo radiológico que representa estará influenciado, además de por la tasa de exhalación, por las condiciones de ventilación y el factor de ocupación de cada caso concreto. Debido a esto, no es posible clasificar a los materiales por el riesgo radiológico real que supondrán, sino que es preciso atender al riesgo potencial, es decir, a la cantidad de radón "efectiva" que se genera en el seno del material; que se denomina "potencial de radón" (1). Esta magnitud tiene unidades de Bq kg<sup>-1</sup> y da cuenta de la actividad de radón producido en el material que estaría disponible para el transporte por unidad de masa.

$$\Omega = \varepsilon \cdot C_{Ra} \quad (1)$$

A diferencia de la tasa de exhalación (Bq m<sup>-2</sup> h<sup>-1</sup>), el potencial de radón es una propiedad del material, y no está influenciado por las condiciones experimentales en

las que se determina, ya que sólo depende de la concentración de radio, (Bq kg<sup>-1</sup>), y del factor de emanación. De esta forma, el potencial de radón se presenta como una magnitud idónea para la clasificación y comparación de materiales, así como para la gestión de los mismos.

Numerosos autores han escrito sobre la determinación de la tasa de exhalación y el factor de emanación de materiales en pruebas de laboratorio o de campo; sin embargo, se han encontrado grandes discrepancias entre los valores dados por unos y otros, así como en las condiciones experimentales empleadas, <sup>(2,3)</sup>. Estos métodos, basados en general en técnicas de acumulación, presentan el problema añadido de necesitar periodos de acumulación de una a cuatro semanas. Además, la presencia de fugas en la cámara de acumulación modifica la constante efectiva de tiempo de crecimiento y la concentración de saturación alcanzada, por lo que se obtienen valores de exhalación y emanación subestimados <sup>(4)</sup>. Otro problema que se presenta en esta técnica es el conocido como exhalación ligada. Este efecto se debe a que al aumentar la concentración de radón en la cámara, el gradiente de concentración que conduce la difusión disminuye, lo que provoca una redistribución del perfil de concentración en la muestra que reduce la exhalación <sup>(5)</sup>. La inclusión de estos efectos en el modelo aplicado permite la correcta determinación del potencial de radón del material.

## FUNDAMENTO TEÓRICO

El estudio de la acumulación del radón exhalado por una muestra en una cámara sellada puede dividirse en dos procesos interdependientes: transporte en la muestra y acumulación en el aire de la cámara. La condición de continuidad de la concentración de radón en la interfase muestra – aire es el término que correlaciona ambos procesos. La resolución de este sistema de ecuaciones



diferenciales acopladas puede llevarse a cabo de forma analítica bajo ciertas condiciones:

- El transporte es monodimensional en la dirección del eje z.
- El coeficiente de difusión es homogéneo en toda la muestra.
- La concentración de radio se encuentra homogéneamente distribuida por todo el material.
- El transporte es sólo debido a difusión. (Esta hipótesis es sostenible debido a que la presión en la cámara de acumulación se mantiene constante y uniforme en todo momento).
- La muestra sólo exhala por la interfase muestra-aire,  $z = 0$ .

La variación temporal de la concentración de radón en la cámara está descrita por la ecuación (2)

$$C_{Rn}^a(t) = C_{Rn}^{sat} + (C_{Rn}^0 - C_{Rn}^{sat}) \cdot e^{-\lambda_{eff}t} \quad (2)$$

$$\lambda_{eff} = \lambda_{Rn} + \lambda_b + \lambda_v \quad (3)$$

$$\lambda_b = \lambda_{Rn} \beta \frac{V_0}{V_c} \quad (4)$$

$$C_{Rn}^{Sat} = \frac{E_0 S}{\lambda_{eff} V_c} \quad (5)$$

Donde  $C_{Rn}^{sat}$  es la concentración de radón en estado estacionario ( $Bq\ m^{-3}$ ),  $C_{Rn}^0$  es la concentración de radón en el momento inicial ( $Bq\ m^{-3}$ ),  $\lambda_{Rn}$  es la constante de tiempo del radón ( $s^{-1}$ ),  $\lambda_v$  es la constante de fugas ( $s^{-1}$ ),  $\lambda_b$  es la constante de tiempo asociada a la exhalación ligada ( $s^{-1}$ ),  $V_0$  es el volumen de la muestra ( $m^3$ ),  $V_c$  es el volumen de la cámara ( $m^3$ ),  $S$  la superficie de exhalación ( $m^2$ ),  $\beta$  es la porosidad efectiva <sup>(6)</sup> y  $E_0$  es la tasa de exhalación libre ( $Bq\ m^{-2}\ s^{-1}$ ). Si además se cumple que la altura de la muestra es mucho menor que la longitud de difusión de la misma, la tasa de exhalación libre,  $E_0$ , puede escribirse como sigue:

$$E_0 = \lambda_{Rn} \Omega \cdot \rho \cdot z = \lambda_{Rn} \Omega \frac{m}{S} \quad (6)$$

Donde  $\rho$  es la densidad de la muestra ( $kg\ m^{-3}$ ),  $z$  la altura de la misma ( $m$ ),  $\Omega$  es el potencial de radón ( $Bq\ kg^{-1}$ ) y  $m$  la masa ( $kg$ ).

En las primeras horas de acumulación, es factible aproximar la concentración de radón en la cámara (2) por una ley lineal con el tiempo y, de la pendiente de

esta recta,  $b$ , es posible determinar el potencial de radón:

$$\Omega = \frac{(b + \lambda_{eff} C_{Rn}^0) V}{\lambda_{Rn} m} \quad (7)$$

El empleo de la aproximación lineal en la determinación de  $\Omega$  introducirá un error sistemático adicional en el resultado, ya que a medida que los tiempos de acumulación crecen, la desviación entre la pendiente obtenida de ajustar el crecimiento exponencial por una recta,  $b_{ajuste}$ , y la pendiente inicial,  $b_0$ , irán en aumento. La pendiente que realmente nos informa del potencial de radón es la pendiente inicial, por lo que se debe corregir la pendiente de la recta de mejor ajuste mediante un factor de corrección, *factor de corrección de la pendiente* (FCP). De forma teórica, es posible escribir el FCP como:

$$FCP = \frac{b_0}{b_{ajuste}} = \frac{\lambda_{eff} t}{1 - e^{-\lambda_{eff} t}} \quad (8)$$

La sensibilidad del método de medida puede quedar establecida determinando el valor mínimo de potencial de radón que debería presentar una muestra para poder ser completamente caracterizada con nuestro método de medida. Ello conlleva la aplicación del concepto de *mínimo potencial de radón detectable* ( $M\Omega D$ ), que puede ser definido como "*mínimo potencial de radón que provoca un cambio neto en la concentración de radón en la cámara significativamente distinguible del fondo*". Para aplicar esta definición, es necesario definir previamente la concentración mínima detectable (CMD) como una "*concentración de radón significativamente diferente del valor de fondo*", que puede establecerse como:

$$CMD = C_{Rn}^0 + 3 \cdot \sigma_{fondo} \quad (9)$$

donde  $\sigma_{fondo}$  representa la desviación estándar del fondo. Con esto podemos establecer el mínimo potencial de radón detectable para el método en función de los parámetros de la cámara, la muestra y el fondo. En régimen lineal, el mínimo potencial de radón detectable se escribe como:

$$M\Omega D|_{lineal} = \frac{3 \cdot \sigma_{fondo} + \lambda_{eff} C_{Rn}^0}{\lambda_{Rn}} \frac{V}{m} \quad (10)$$

Lógicamente, el empleo de tiempos cortos de acumulación aumentará el  $M\Omega D$ , así como los volúmenes de cámara grandes.

## MATERIALES Y MÉTODOS

Para la realización de este trabajo se han empleado dos cámaras de acumulación de construcción totalmente diferente basadas en el mismo detector de radón, el AlphaGUARD PQ2000PRO. La cámara A consta de una pieza cilíndrica, roscada, construida en aluminio. Esta pieza enrosca directamente en la abertura del AlphaGUARD, consiguiendo con ello la acumulación de radón dentro de la propia cámara de ionización del detector. El volumen efectivo de cámara es de 0.6 L. La cámara B posee un volumen de cámara de 220 L. Se ha construido a partir de un bidón comercial de polietileno de alta densidad con un sistema de cierre de fleje que asegura la estanqueidad del sistema.

Aún siendo innecesario para la determinación del potencial de radón, se ha determinado la actividad específica de  $^{226}\text{Ra}$  de las muestras mediante espectrometría gamma, utilizando un detector de germanio hiperpuro de rango extendido con una eficiencia relativa del 38 % y una resolución (FWHM) de 0.95 keV para la emisión de 122 keV del  $^{57}\text{Co}$  y 1.9 keV para la emisión de 1333 keV del  $^{60}\text{Co}$ . Este dato nos permite a su vez determinar el factor de emanación,  $\epsilon$ , según la ecuación (1).

## RESULTADOS Y DISCUSIÓN

El cálculo de la constante de fugas para cada cámara se ha realizado mediante la desintegración de una concentración inicial controlada de radón y su posterior ajuste exponencial a la ecuación (2) debidamente particularizada. Esta rutina se ha repetido unas 10 veces en cada uno de los sistemas experimentales.

Tabla 1. Constantes de fugas y su desviación estándar relativa.

Cámara	$\lambda_v$ ( $\text{s}^{-1}$ )	RSD
A	$4.46 \cdot 10^{-6}$	15 %
B	$2.2 \cdot 10^{-7}$	5 %

La cámara B presenta una constante de fugas un orden de magnitud menor que la cámara A. Este hecho se debe fundamentalmente a la diferencia de S/V entre ambas cámaras. Dado que la constante de fugas representa la probabilidad de escape de un átomo de radón de un recinto por medio de alguna abertura o por difusión a través del material de la cámara, es lógico pensar que al aumentar la superficie de pared de ésta, aumentará la probabilidad de escape. Por el contrario, al aumentar el volumen de la cámara, los átomos de radón necesitarán

recorrer mayor longitud hasta encontrar una pared, por lo que la probabilidad de escape disminuirá.

Empleando los resultados para la muestra M3 en modo de trabajo exponencial, se ha evaluado  $b_0 = 240 \pm 19 \text{ Bq m}^{-3} \text{ h}^{-1}$  para la cámara A. Con este valor, se ha calculado el  $FCP_{\text{experimental}}$  para una serie de ajustes lineales de 5 a 25 horas. Los resultados se han comparado con los obtenidos de forma teórica (8) en la figura 1. Estos datos reproducen bastante bien el FCP predicho de forma teórica. El resultado para 5 h es el que más se desvía, debido a que se ha realizado el ajuste con tan solo cinco puntos. Sin embargo, el margen de error incluye la predicción del modelo.

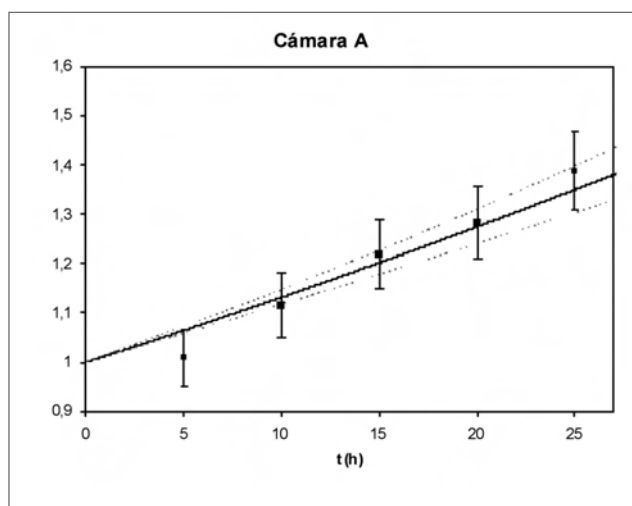


Figura 1.  $FCP_{\text{teórico}}$  y comparación con el experimental para la cámara A

A fin de comprobar la reproducibilidad del método, se ha repetido más de 10 veces en cada cámara la determinación del potencial de radón de una muestra de fosforita codificada como M3 ( $C_{Ra} = 1600 \pm 40 \text{ Bq kg}^{-1}$ ).

Cámara	( $\text{Bq kg}^{-1}$ )	SD
A	227	9
B	222	15

Tabla 2. Potencial de radón de la muestra M3 para más de 10 determinaciones en ambas cámaras, junto con su desviación estándar.

La desviación estándar del potencial de radón es menor para la cámara A (4 %) que para la cámara B (7 %). Este hecho indica que el método es bastante reproducible, comportándose mejor para pequeños volúmenes de cámara.



Con intención de estimar la bondad del modelo, y demostrar la dependencia de la tasa de exhalación con la geometría de la muestra, se ha llevado a cabo la determinación de la misma para la muestra M3 a cinco alturas diferentes. Se ha obtenido una buena correlación lineal,  $r^2 = 0.9801$ , figura 2. Como era de esperar, la ordenada en el origen está en torno a cero,  $0.01 \pm 0.04$  cm. La pendiente de la recta de correlación nos proporciona de forma directa el valor del factor de emanación de la muestra, obteniéndose que  $\epsilon = 0.14 \pm 0.01$  y su potencial de radón  $\Omega = 224 \pm 15$  Bq kg<sup>-1</sup>, valor que coincide con los mostrados en la tabla 2.

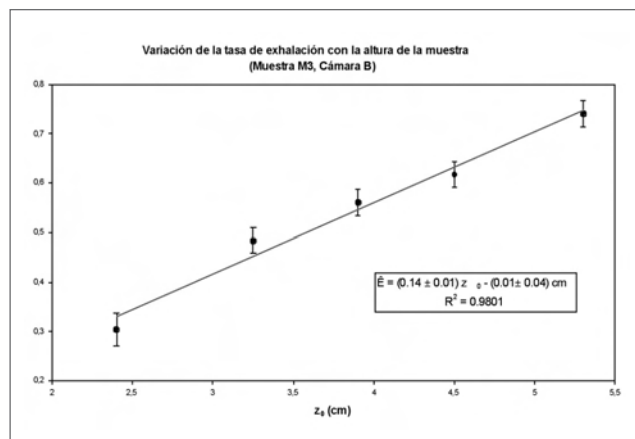


Figura 2. Variación de la tasa de exhalación normalizada con la altura de la muestra M3 para la cámara B.

Empleando el método descrito, se ha determinado el potencial de radón, la incertidumbre asociada y el mínimo potencial de radón detectable de 64 muestras de diferentes tipos. A su vez, se ha determinado la concentración de radio y el factor de emanación, tabla 3.

Claramente se observa que las muestras más problemáticas son las provenientes de la minería del Uranio, seguidas de la fosforita y de los fosfoyesos. Los suelos típicos de Huelva presentan un valor similar a los suelos de las Islas Canarias, siendo todavía superior al de los materiales de construcción típicos y al del material empleado en el recubrimiento de las balsas de fosfoyeso.

Como ejemplo de aplicación, mediante la inclusión de (6) en (5), puede realizarse una estimación de la concentración de radón que se habría acumulado en un recinto debido al material en cuestión, considerando los efectos de la ventilación. Así, 10<sup>3</sup> kg de fosforita, acumulados en una nave de 250 m<sup>3</sup> y para una ventilación de  $\lambda_v = 0.1$  h<sup>-1</sup>, los valores de concentración que se estiman son 65 y 150 Bq m<sup>-3</sup> para la fosforita y el mineral de Uranio respectivamente.

Tabla 3. Valores medios, junto su desviación estándar, del potencial de radón, concentración de radio, factor de emanación y mínimo potencial de radón detectable de los diferentes tipos de muestra.

Tipos	$\Omega$ (Bq kg <sup>-1</sup> )	$C_{Ra}$ (Bq kg <sup>-1</sup> )	$\epsilon$ (%)	$M D$ (Bq kg <sup>-1</sup> )
Suelos de Huelva (10)	13±1	32±20	37±11	3.0±2.7
Suelos de Canarias (4)	12±3	42±16	29±10	2.5±1.0
Material de recubrimiento (9)	6±3	22±8	27±7	2.9±1.5
Fosfoyesos (15)	127±29	656±149	20±4	8.9±7.4
Fosforita (13)	227±9	1600±40	14±1	9.7±2.2
Minas de Uranio (3)	552±404	5500±3600	10±2	9.2±3.1
Materiales de construcción (10)	2.4±1.3	---	---	2.1±1.4

\* El número entre paréntesis indica el número de muestras

### CONCLUSIONES

En este trabajo se define una magnitud, el potencial de radón, que se presenta como característica de los materiales e idónea para la comparación y gestión de los mismos. A su vez, se desarrolla un método sencillo y rápido, a la vez que robusto, para la determinación del potencial de radón de materiales. Se fundamentan de forma experimental los resultados teóricos obtenidos y las correcciones introducidas. Además, se presentan los resultados de diferentes muestras y su posible aplicación a situaciones tipo.

### REFERENCIAS

1. UNSCEAR. *Report of the United Nation Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation*. United Nations, New York. (2000)
2. Baykara O, Dogru M, Inceoz M, Aksoy E. *Measurements of radon emanation from soil samples in triple-junction of North and EastAnatolian active faults systems in Turkey*. Rad. Measurements 39; 209, 212. (2001)
3. Bossew P. *The radon emanation power of building materials, soils and rocks*. Applied radiation and isotopes; 59; 389, 392 (2003)



4. Ferry C, Richon P, Beneito J, Cabrera J, Sabroux C. *An experimental method for measuring the radon-222 emanation factor in rocks. Radiation measurement;* 35; 579-583 (2002)
5. Cosma C, Dance F, Jurcut T, Ristoiu D. *Determination of  $^{222}\text{Rn}$  emanation fraction and diffusion coefficient in concrete using accumulation chambers and the influence of humidity and radium distribution. Applied radiation and isotopes;* 54; 467, 473 (2001)
6. Rogers VC, Nielson KK. *Multiphase radon generation and transport in porous media. Health Physics;* 60; 807-815 (1991)



**ST6**

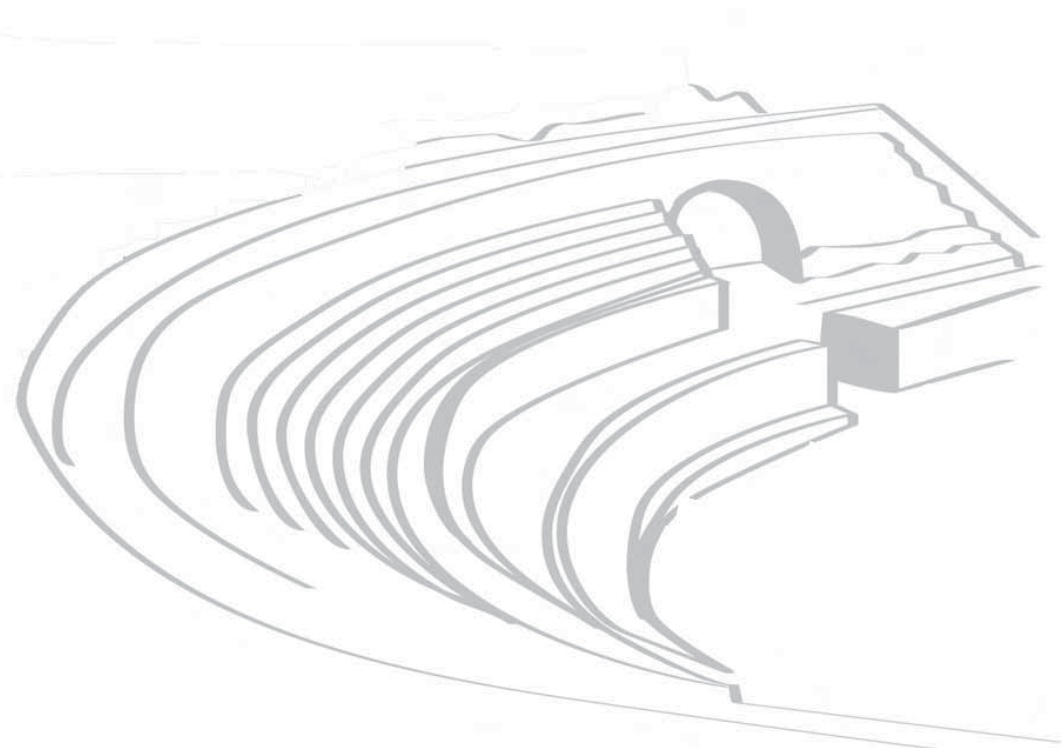
**SESIÓN TÉCNICA**

# FORMACIÓN Y PR OPERACIONAL

**Viernes 21 de septiembre de 2007**

**10:00 - 11:00**

Coordinador: **Ricardo Torres** (Hospital Universitario Río Hortega)



# EL CONTROL Y EVALUACIÓN DE LAS MEDIDAS PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL PACIENTE. UNA ASIGNATURA PENDIENTE DE NUESTRA ADMINISTRACIÓN SANITARIA

L. Arranz

*Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica. Hospital Universitario Ramón y Cajal*

## LA BASE REGULADORA DE LA PR DEL PACIENTE

La utilización de las radiaciones ionizantes con fines médicos constituye la primera fuente artificial de exposición de la población.

En España existen 119 instalaciones de Radioterapia con 243 equipos de alta energía (44 equipos de telecobaltoterapia y 199 aceleradores lineales), 169 Instalaciones de Medicina Nuclear con 11 ciclotrones y 50 tomógrafos por emisión de positrones (PET), 26.313 equipos de Rayos X con fines médicos (4.778 son de radiodiagnóstico general) que generan más de 34.600.000 exploraciones de radiodiagnóstico lo que supone 0,989 exploraciones por habitante y año, 810.000 exploraciones de medicina nuclear y 81.756 tratamientos de radioterapia externa (1.700 tratamientos de braquiterapia) (Datos correspondientes al año 2007).

Las autoridades reguladoras tienen un papel determinante en el área de la protección radiológica del paciente en la medida que establece el cuadro legal en el que se debe actuar. El primer paso legislativo se produce en España, en 1990, con la publicación del RD 1132/1990 sobre la PR del paciente. A partir de la publicación en 1996 del documento ICRP 73 sobre PR en Medicina y de la publicación en 1997 de la Directiva 97/43/EURATOM (MED) relativa a las exposiciones médicas, se han desarrollado varios Reales Decretos para transponer sus contenidos a nuestra legislación. Entre 1997 y 1999, se establecen los criterios de calidad en MN, RT y RX y en 2001 se desarrolla el criterio de justificación en las exposiciones médicas. En ellos se obliga a los Servicios asistenciales de MN, RT y RX a que dispongan de un Programa de Garantía de Calidad (PGC) que aseguren la aplicación de los principios de justificación para cada acto médico y de la optimización de las exposiciones que generan. Estos principios, que conforman la base de la Protección Radiológica, cubren el conjunto de las aplicaciones diagnósticas o terapéuticas de las radiaciones io-

nizantes incluidos los exámenes radiológicos de cribado sanitario y de procedimientos medico-legales.

## RESPONSABILIDADES DEL MINISTERIO DE SANIDAD Y CONSUMO

En relación al control y evaluación de las medidas para la protección radiológica del paciente, el MSC tiene las siguientes responsabilidades:

- **Establecer las medidas para evitar la multiplicación innecesaria de instalaciones de MN, RT y RX.** En este sentido, el RD 1132/1990 sobre PR del paciente, le responsabiliza de la creación de un Censo Nacional de instalaciones y de su permanente actualización para hacer posible una planificación que evite la multiplicación inútil de instalaciones. En 1998, en el RD CC RT, se afirma que “las autoridades sanitarias competentes” establecerán criterios de planificación con este motivo. Pero en 1999 se aclara este aspecto en el RD CC RX, ya que especifica que será la DG de Salud Pública del MSC quien establecerá los criterios de ordenación de recursos, los tendrán actualizados y revisados periódicamente (de acuerdo con el número de habitantes por equipo, criterios geográficos y disponibilidad de equipos) y los notificará a las Consejerías de Sanidad y Consumo (CSC) de las CCAA. En este sentido el MSC ha puesto en marcha diversas medidas.
- **Conocer la distribución de las estimaciones de dosis a la población.** De acuerdo con el RD de CC RX, el MSC deberá conocer la distribución de las estimaciones de dosis individuales resultantes de las exposiciones con fines médicos para la población y los grupos de referencia significativos en todo el territorio nacional a partir de la información recibida de las CSC de las CCAA y el CSN que son los responsables de su determinación. En este sentido el MSC diseñó un Sistema de Información (SIPREM) que no llegó a buen fin, pues nunca llegó a estar plenamente operativo y no dispuso de la



cooperación necesaria por parte de sus usuarios. Sin embargo el MSC logró cumplimentar y enviar en enero de 2007 el cuestionario UNSCEAR con los datos requeridos sobre este tema a pesar de que no todas las CCAA colaboraran en ello.

- **Modificar los Anexos de los RD sobre criterios de calidad** en RX, MN y RT, a la vista de los avances científicos y técnicos que se produzcan en estos campos. Han pasado ya 10 años desde la publicación de los correspondientes de MN, 9 de RT y 8 de RX, por lo que parece que ha llegado el momento de reflexionar sobre la conveniencia de su modificación habida cuenta del avance tecnológico, de la disponibilidad de nuevos equipos y de la experiencia adquirida en materia de Protección Radiológica.

## RESPONSABILIDADES DE LAS CONSEJERÍAS DE SANIDAD DE LAS CCAA

A partir del RD 1132/1990 de PR del paciente, son las Consejerías de Sanidad y Consumo (CSC) de las CCAA quien deben garantizar la protección radiológica de los pacientes y la calidad de los procedimientos desarrollando y controlando las medidas establecidas por la legislación en esta materia. Las responsabilidades de las CSC son:

- **Comunicación de incidentes o accidentes.** En relación a las instalaciones de MN, el RD CC MN (1997) no dice nada al respecto, a pesar de que pueden aparecer lesiones radioinducidas, como por ejemplo, en el caso de recién nacidos por irradiación de la madre por tratamientos metabólicos. En cuanto a las instalaciones de RT, el RD CC RT (1998), se indica que cuando se produzcan irradiaciones a pacientes a dosis distintas de las prescritas que comporten un riesgo significativo para su salud, la Comisión de GCC deberá informar a la CSC. Finalmente, en relación a la instalación de RX, en el RD CC RX (1999) se indica que se deberá informar a la CSC cuando se supere el umbral de dosis de efectos deterministas en los pacientes. No se especifican, sin embargo, los umbrales de dosis. En este sentido ninguna CCAA dispone de un banco de datos de incidentes o accidentes. Solo la Comunidad de Madrid notifica periódicamente a todas sus instalaciones sobre la necesidad del cumplimiento legal en esta materia (Tabla I).
- **Auditorias.** En los tres decretos de CC de MN, RT y RX, se especifica que la CSC deberá establecer un sistema de auditoria para determinar si el Programa de Garantía de Calidad (PGC) se adecua a los objetivos previstos

y está implantado de forma efectiva, a efectos de su certificación. En este sentido la mayoría de las CCAA no disponen de sistemas de auditoria y las pocas que lo tienen (Aragón, Castilla-León, Galicia, Comunidad de Madrid, Región de Murcia, Comunidad valenciana y País Vasco) no disponen de los recursos humanos suficientes para llevarlos a cabo con efectividad.

- **Vigilancia.** El RD PR paciente (1990) indica que todas las instalaciones de MN, RT y RX, serán objeto de vigilancia estricta por parte de la entidad sanitaria competente (hoy CSC) en cuanto a criterios de calidad para la PR del paciente. En los RD de CC, se especifica con más detalle que la CSC vigilará el cumplimiento de los criterios establecidos en los PGC. Sin embargo, parece ser que ninguna CCAA cumpla este precepto de forma efectiva.
- **Disposición de especialistas en Radiofísica.** En el RD PR Paciente (1990) se hace mención del “experto cualificado en Radiofísica” que debe disponer toda instalación de MN y RT (propio o concertado) y en aquellas instalaciones de RX que lo aconsejen. En 1997, se crea la especialidad de Radiofísica Hospitalaria (RD 220/1997). En ese mismo año, el RD CC MN afirma que será el ASC quien determine si el Radiofísico de una instalación de MN deberá ser propio o contratado. El RD CC RT (1998) afirma que toda instalación de RT debe disponer de una Unidad de Radiofísica y desarrolla sus atribuciones y responsabilidades. Y, finalmente en 1999, el RD CC RX indica que será la CSC quien deberá decidir qué instalaciones de RX deben disponer de Radiofísico (propio o concertado) y número de ellos. En este sentido no tengo conocimiento de que alguna CCAA haya cumplido este precepto. En el RD 783/2001 (Reglamento de Protección Sanitaria contra RRH) se indica que será el CSN quien podrá exigir a una instalación sanitaria la dotación de un Servicio de Protección Radiológica (o la contratación de una UTPR) para asesoramiento en PR y cumplir las funciones encomendadas que le son reglamentarias. Parece obvio que, en los hospitales públicos, al existir Servicios de Radiofísica y Protección Radiológica compuestos por especialistas en Radiofísica, recayeran en ellos todas las funciones de CC en MN, RT y RX. Merece también una reflexión para la modificación de estos decretos ya que parece no tener sentido el hablar de “Radiofísicos” a nivel individual en cada instalación cuando actualmente la realidad es bien distinta al estar estructurados funcionalmente en una organización jerárquica dentro del hospital.
- **Determinación de las estimaciones de dosis a la pobla-**

**ción.** De acuerdo con el RD de CC RX, las CSC de las CCAA y el CSN garantizarán que se determine dicha distribución y que se remitan los resultados al MSC. Lamentablemente no todas las CCAA lo cumplen, y solo se realizan parcialmente por parte de algunos Servicios de Radiofísica y Protección Radiológica cuando disponen de los recursos suficientes. Muy pocas CCAA comunican sus datos al MSC.

## PARTICULARIDADES DEL ENTORNO MÉDICO

La aplicación de los criterios de justificación y optimización de las dosis en el área médica, tropieza con varios problemas específicos:

- La prioridad del médico ante el establecimiento de un diagnóstico o la eficacia de un tratamiento, hace que la radioprotección siempre sea un factor secundario.
- Existen situaciones que incitan a la multiplicación inútil de exámenes, como la “medicina defensiva” o sistemas de financiación en prácticas privadas
- La búsqueda “estética” de imágenes diagnósticas, muchas veces inútiles desde el punto de vista clínico, se realiza en detrimento de la radioprotección.

- Las nuevas técnicas (especialmente TC y las técnicas combinadas como el PET-TC) basadas en el tratamiento de la información buscan una mejora de la calidad de imagen, una disminución del tiempo de adquisición de datos, una automatización de los parámetros de adquisición, etc. pero no necesariamente una menor dosis al paciente.
- Existe una falta de información entre los médicos, en relación a los efectos de bajas y medias dosis por la irradiación de pacientes pediátricos y el feto o embrión.
- Existen todavía casos de práctica deficiente o inapropiada por deficiencia en la formación de operadores.
- Los controles de calidad de los equipos y de dosis a pacientes son difíciles de planificar porque se deben respetar los programas de citaciones y la administración de cuidados al paciente.
- Aspectos éticos (como el secreto médico o la libertad diagnóstica y terapéutica), sociales y económicos puedan influir en la calidad de la radioprotección.
- Los Servicios hospitalarios de Radiofísica y Protección Radiológica no disponen siempre de los recursos humanos y materiales necesarios para la realización de los controles reglamentarios.

Tabla I. Cumplimiento de la normativa legal de las Comunidades Autónomas en materia de PR Paciente

	Sistemas Auditoria	Programas Formación médicos	Campaña Información pacientes	Banco datos Accidentes e Incidentes	Seguimiento dosis paciente	Resultados
Andalucía	NO	NO	SI	NO	NO	NO
Aragón	SI. En fase inicial de evolución (pocos recursos)	SI <sup>(1)</sup>	NO	SI	SI <sup>(4)</sup>	SI
Asturias	NO	SI	NO	NO	SI	NO
Cantabria	NO	NO	SI	NO	SI	NO
Castilla-La Mancha	NO	NO	NO	NO	NO	NO
Castilla-León	SI. Pocos recursos	NO	NO	NO	NO	NO
Cataluña (5)	¿?	SI (1)	¿?	¿?	¿?	¿?
Extremadura	NO	SI	NO	-	SI <sup>(4)</sup>	NO
Galicia	SI. Médicos (SPR)	NO	NO	NO	NO	NO
Islas Baleares	NO	NO <sup>(1)</sup>	NO	NO	SI <sup>(4)</sup>	SI
Islas Canarias	NO	NO	NO	NO	NO	NO
C. Madrid	SI. En fase inicial de evaluación. Pocos recursos	SI <sup>(1)(3)</sup>	SI	NO <sup>(2)</sup>	SI <sup>(4)</sup>	SI
R. Murcia	SI. Pocos recursos	SI <sup>(1)</sup>	NO	NO	SI <sup>(4)</sup>	NO
Navarra	NO	SI	SI	NO	SI	NO
C. Valenciana	SI. Pocos recursos	NO	SI	NO	SI	NO
País Vasco	SI. Pocos recursos	NO	NO	NO	NO	NO
Rioja	NO	NO	NO	NO	NO	NO



(1) Tienen en marcha el programa de formación de residentes para el cumplimiento de la Resolución del MSC del 21 de abril de 2006 sobre formación en protección radiológica.

(2) Se comunica a las instalaciones sobre su obligación al respecto y se investigan los incidentes cuando tienen constancia de ellos.

(3) Se ha realizado el programa piloto TIERI (Tarjeta Infantil para el control de Exposiciones a las Radiaciones Ionizantes).

(4) Parcialmente, según las posibilidades, para cumplimentar el informe UNSCEAR.

(5) Encuesta no contestada por la Conselleria de Sanitat a pesar de reclamarla en reiteradas ocasiones. Desde 2005 intentan consensuar un aplicativo informático para facilitar el cumplimiento del PGC en RX. En mayo 2007 organizan una Jornada sobre el PGC en Cataluña ([www.gencat.net/salut/depsan/units/sanitat/html\(ca/formacio/doc12166.html\)](http://www.gencat.net/salut/depsan/units/sanitat/html/ca/formacio/doc12166.html)).

## CONCLUSIONES

A la vista de estas responsabilidades reglamentarias y de la problemática existente en el área sanitaria, se puede concluir que queda mucho por hacer para lograr el cumplimiento de nuestros compromisos internacionales:

- Si bien existe un Censo Nacional de instalaciones y se han establecido unos criterios de ordenación de recursos, es necesario que estén actualizados para que se pueda establecer una planificación eficiente de instalaciones, públicas y privadas, ya que de lo contrario, no se podrá evitar su proliferación innecesaria.
- No existe un Banco de datos en la Administración Sanitaria sobre incidentes o accidentes en los pacientes, ni a nivel nacional ni a nivel autonómico.
- No existe un sistema de información o de auditoria que permita determinar si las CCAA cumplen las disposiciones reglamentarias sobre el cumplimiento de los PGC y de los controles de calidad de los aspectos clínicos y de equipamiento que deben tener los Servicios de MN, RT y RX. No lo obliga nuestra legislación pero debería contemplarse. En este sentido la CE, en 2003, patrocinó un simposio sobre auditoria clínica para discutir sobre su desarrollo en relación a la Directiva MED con el objetivo de elaborar un desarrollo normativo europeo.
- No existe una sola Comunidad Autónoma que cumpla con todos los requisitos reglamentarios para la PR del paciente. Una de las razones podría ser la falta de prioridad política. Ello genera una dotación de recursos humanos insuficiente que imposibilita el cumplimiento de la legislación en esta materia.
- Muy pocas CCAA disponen de un sistema de auditoria y vigilancia eficaz del cumplimiento de los PGC.
- No existe, por parte de las CCAA, de unas directrices

claras (o simplemente no existen) sobre el número de radiofísicos que debe disponer cada instalación de su área de competencia para poder realizar los controles reglamentarios. Ello no ayuda a que los Servicios de Radiofísica y Protección Radiológica tengan los recursos suficientes para poder cumplir sus funciones en este sentido.

## REFLEXIONES Y PROPUESTAS

Parece evidente que existe un incumplimiento parcial de la normativa sobre la PR del paciente desde su regulación en 1990. Ello nos debe invitar a reflexionar sobre las razones que lo motivan.

¿Ha ido la legislación más allá de nuestras posibilidades para su cumplimiento? ¿Ha sido positiva la política de descentralización de responsabilidades? ¿Está siempre justificado destinar recursos humanos y materiales para controlar periódicamente la totalidad de los equipos de radiodiagnóstico básico o dental cuando la mayoría de ellos producen unas dosis inferiores a la radiación natural de fondo? ¿Bastaría controlar los equipos solo en las pruebas de aceptación o cuando sufran variaciones técnicas significativas en su mantenimiento?

Parece necesario potenciar diversos aspectos básicos para lograr un proceso de mejora continua y lograr acercarnos al cumplimiento de la legislación en esta materia y cumplir con nuestros compromisos internacionales. Mis propuestas son:

- Desarrollar de forma efectiva la excelente iniciativa del MSC (2006) en materia de formación de los residentes médicos que pueden prescribir procedimientos con radiaciones ionizantes para concienciarles sobre su responsabilidad en materia de justificación, especialmente en relación a los pacientes pediátricos, a los pacientes de procedimientos de dosis significativas (TC) o a las pacientes embarazadas.
- Desarrollar la formación avanzada de los médicos intervencionistas (vasculares, cardiólogos, etc.) como propone el MSC (2007) en un proyecto de Resolución.
- Realizar Guías de Buena práctica por parte de las Autoridades Sanitarias en colaboración con las Sociedades científicas.
- Reflexionar sobre la eventualidad de crear un sistema de información o de auditoria que permita determinar si las CCAA cumplen las disposiciones reglamentarias sobre el cumplimiento de los PGC y de los controles de calidad de los aspectos clínicos y de equipamiento que deben tener los Servicios de MN, RT y RX.

- Reflexionar sobre la modificación de los Anexos de los RD de Criterios de Calidad en MN, RT y RX por entender que se deben actualizar por estar superados en algunos aspectos.
- Desarrollar un mayor número de campañas destinadas a la información del paciente, como ha iniciado el MSC y el CSN en materia del paciente pediátrico y algunas CCAA en colaboración con las Sociedades científicas implicadas en relación a las pacientes embarazadas o con posibilidad de estarlo o en periodo de lactancia (en procedimientos con radionucleidos de administración interna).
- Implantar de forma efectiva la tarjeta TIERI para el control individual de exposiciones pediátricas, proyectada e iniciada por la CSC de la Comunidad de Madrid.
- Disponer, por parte de las CCAA, de un sistema de auditoria y organización de vigilancia eficaz de las instalaciones en cuanto criterios de calidad para la PR del paciente. En este sentido, se deberá incidir sobre su responsabilidad en esta materia y crear una política prioritaria que facilite los recursos necesarios para su cumplimiento.
- Crear un Banco nacional de datos de incidentes y accidentes de pacientes en instalaciones de MN, RT y RX. Ello deberá realizarse a través de las acciones de las CSC de las CCAA y constituir la base para su seguimiento.
- Establecer una mayor cooperación entre el MSC y el CSN y las CSC de las CCAA para conocer la distribución de las estimaciones de dosis a la población española. El seguimiento de las dosis es una excelente herramienta de evaluación y mejora continua.
- Gestionar y mantener actualizado un censo de instalaciones, por parte del MSC en colaboración con el CSN, que posibilite aplicar los criterios de ordenación de recursos públicos y privados con el objetivo de evitar una multiplicación innecesaria de instalaciones.
- Potenciar a los Servicios de Radiofísica y Protección Radiológica, mediante el establecimiento de criterios para su implantación y dotación de recursos humanos y materiales que posibilite el cumplimiento de sus funciones reglamentarias en las instalaciones de MN, RT y RX. Ello deberá establecerse a partir de una acción conjunta entre el MSC y el CSN y las CCAA.
- Establecer un acuerdo entre el MSC y el CSN para trabajar conjuntamente en diversas acciones, como en la participación conjunta en los desarrollos de normativa internacional en materia de PR en la CE o la IAEA a partir de las nuevas recomendaciones de la ICRP de 2007, en la armonización de aplicación de requisitos

de PR en las CCAA, en proyectos de epidemiología de los efectos de la salud debidos a exposiciones de trabajadores y población, en proyectos de formación en materia de PR de profesionales sanitarios, etc.

## AGRADECIMIENTOS

Deseo agradecer a todos los compañeros que me han facilitado la información disponible presentada en este trabajo, sin la cuál no habría sido posible su elaboración.

## REFERENCIAS

1. CE. Directiva 97/43/EURATOM. *Protección del paciente* (DOCE L 180 del 9 de Julio 1997).
2. ICRP. Publication 73. (Annals of the ICRP Vol. 26, nº 2. 1996). *Radiological Protection and safety in Medicine*.
3. Real Decreto 1132/1990 sobre Protección Radiológica de las Personas sometidas a exámenes y tratamientos médicos (BOE, 18 de Septiembre de 1990)
4. Real Decreto 220/1997 de Creación y Regulación de la obtención del título oficial de Especialista en Radiofísica Hospitalaria (BOE, 1 de Marzo de 1997).
5. Real Decreto 1841/1997 por el que se establecen los criterios de calidad en Medicina Nuclear (BOE, 19 de Diciembre de 1997).
6. Real Decreto 1566/1998 por el que se establecen los criterios de calidad en Radioterapia (BOE, 28 de Agosto de 1998).
7. Real Decreto 1976/1999, por el que se establecen los criterios de calidad en Radiodiagnóstico (BOE, 29 de Diciembre de 1999).
8. Real Decreto 815/2001 sobre justificación del uso de las Radiaciones Ionizantes para la Protección Radiológica de las personas con ocasión de exposiciones médicas (BOE, del 14 de Julio 2001).
9. Real Decreto 783/2001 por el que se establece el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (BOE, 26 de Julio de 2001).
10. Godet, J.L. *Les actions de l'Autorité de sûreté nucléaire dans le domaine de la radioprotection des patients*. Contrôle. 2006. 172 : 1-7.
11. Lefebvre, G. Smeesters, P. Van Bladel, L. *Contrôle et évaluation de la radioprotection des patients en Belgique: Organisation, bilan et perspectives*. Contrôle. 2006. 172 : 8-12.
12. Devaux, J.Y. *L'information du patient lors des examens utilisant des rayonnements ionisants*. Contrôle. 2006. 172 : 38-42.
13. Arranz, L. et al. Radiation Protection of Patients. Communication process and informed consent. *Experience in Spain. Second International Workshop on "Processes and Tolls for Stakeholders Engagement in Radiological Protection"*. Montbéliard. 2006.



# PROGRAMA DE FORMACIÓN CONTINUA EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN INSTALACIONES RADIATIVAS PERTENECIENTES A CENTROS DE INVESTIGACIÓN BIOLÓGICA

R. Escudero<sup>1</sup>, R. M<sup>a</sup>. Hidalgo<sup>2</sup>, M<sup>a</sup>.T. Macias<sup>3</sup>, E. Mirpuri<sup>4</sup>, J. Pérez<sup>5</sup>,  
A. Sánchez<sup>6</sup>, F. Usera<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Centro Nacional de Investigaciones Cardiovasculares Carlos III. <sup>2</sup> Centro Nacional de Biotecnología (CSIC). <sup>3</sup> Instituto de Investigaciones Biomédicas "Alberto-Sols" (CSIC-UAM). <sup>4</sup> Centro de Investigación Cooperativa en Biociencias. <sup>5</sup> Centro Nacional de Investigaciones Oncológicas. <sup>6</sup> Centro de Biología Molecular "Severo-Ochoa" (CSIC-UAM).

## INTRODUCCIÓN

La utilización de las radiaciones ionizantes en investigación biológica presenta algunas peculiaridades debido a que se utilizan una gran variedad de técnicas radioisotópicas con fuentes radiactivas no encapsuladas, así como diversos equipos productores de radiaciones ionizantes, como equipos de rayos X e irradiadores gamma.

La manipulación de material radiactivo con la posible exposición a radiaciones ionizantes puede implicar un riesgo a los trabajadores expuestos y al público en general. Por lo que, tanto la Legislación Europea<sup>1</sup> como la Nacional, en relación con la Prevención de Riesgos Laborales<sup>2</sup> y la específica en Protección Radiológica<sup>3</sup> (PR), hacen énfasis en el hecho de que la información y formación del personal es un factor fundamental para el control de los riesgos en el lugar de trabajo.

Tal como se indica en el artículo 21 del RD. 783/2001<sup>3</sup> así como en el artículo 67 del RD. 1836/1999<sup>4</sup> se deberá proporcionar información y formación previa y periódica al personal, con o sin licencia, vinculado a la Instalación Radiactiva (IR) sobre las normas y procedimientos en PR, sobre los riesgos radiológicos existentes y las precauciones a adoptar y sobre la importancia de notificar rápidamente los estados de embarazo y/o lactancia. Por otra parte, en las resoluciones de autorización de este tipo de Instalaciones Radiactivas (IIRR), está indicada la obligatoriedad de impartir formación continua con una periodicidad máxima bianual.

Debido a las características peculiares de las IIRR de investigación biológica, y a la necesidad de formación

específica, se han realizado propuestas en cuanto al contenido de los cursos de operadores para las mencionadas instalaciones<sup>5</sup> y se vienen impartiendo periódicamente cursos homologados y autorizados por el Consejo de Seguridad Nuclear con estas características<sup>6</sup>.

En cada uno de los centros de investigación biológica, los Servicios de PR o en su defecto los Supervisores Responsables de las IIRR imparten formación en esta materia. Sin embargo, en dichas instalaciones, no existen planes de formación continua normalizados ni homologados, aunque si están descritos planes genéricos de formación en PR<sup>7,8,9</sup> y la SEPR ha editado un monográfico específico sobre dicha formación en diferentes ámbitos<sup>10</sup>.

En este sentido, para cubrir los aspectos formativos del personal en las IIRR sanitarias, se ha elaborado una guía de formación básica en PR y contenido audiovisual complementario en formato CD, según resolución específica en esta materia<sup>11</sup>.

En la preparación de los planes de formación para las IIRR de investigación, hay que tener en cuenta el grado de vinculación del personal en este tipo de IIRR<sup>12</sup>; así como su formación previa. Por tanto, en este trabajo y en otros anteriores<sup>5</sup> se han establecido dos grupos:

### 1.- Personal directamente vinculado a la Instalación Radiactiva:

- Personal que controla la IR y personal usuario de la IR en plantilla: Jefes de PR, Supervisores y Operadores.
- Personal usuario en formación: principalmente becarios, representan el colectivo mayoritario dentro del



personal expuesto y se caracterizan por una gran movilidad ya que permanecen en los centros de investigación por un periodo de cuatro a cinco años o aún menor mientras realizan su tesis doctoral.

**2.- Personal indirectamente vinculado a la instalación radiactiva:** colectivo integrado por personal de los servicios de apoyo a la investigación (mantenimiento, animalario, instrumentación, limpieza, etc.). Estos trabajadores, a distintos niveles, se ven afectados por el funcionamiento de la IR, lo que hace necesario que también deban recibir una información/formación en PR en función de su diferente interacción con dichas instalaciones.

Otro aspecto es que el personal que se incorpora a los centros tiene una escasa o nula formación previa en PR ya que en la mayoría de licenciaturas no se imparte esta disciplina. Por ello, se han realizado diversas propuestas para incorporar planes específicos de formación básica en PR en diversas licenciaturas del ámbito científico<sup>13</sup>.

Teniendo en cuenta estos aspectos, el objetivo de este trabajo ha sido desarrollar un programa de formación continua en PR específico para centros de investigación biológica. Este programa ha de cumplir la normativa vigente, ayudando a minimizar la probabilidad de incidentes y accidentes radiológicos en este tipo de instalaciones.

En la realización de este trabajo han participado seis centros de investigación, donde se imparten actualmente programas de formación interna específicos. Por tanto, la experiencia docente de los profesionales que imparten esta formación ha servido para la realización del programa que se presenta.

El objetivo de la implantación de estos programas es que el personal expuesto, así como el resto del personal que desarrolla sus funciones en los centros de investigación biológica, dispongan de una formación e información específica y adecuada al riesgo radiológico realmente existente en las IIRR de este ámbito.

Por último es importante tener en cuenta que además de disponer de planes de formación continua adecuados al uso de las radiaciones ionizantes, es necesario que las diferentes instituciones establezcan los medios humanos y materiales necesarios para desarrollarlos.

## **1. PLAN DE FORMACIÓN PARA PERSONAL DIRECTAMENTE VINCULADO A LA INSTALACIÓN RADIATIVA**

La formación que se indica a continuación se impartirá no solamente al personal que vaya a encontrarse expuesto a radiaciones ionizantes, se encuentre en plantilla o en

formación, sino también a sus jefes directos a pesar de que no se les considere personal expuesto.

### **1.1. Formación previa**

**1.1.1.** Entrega de documentación inicial de admisión o alta en la IR. La necesidad de información y formación se puede cubrir inicialmente mediante la entrega de una documentación que permita al personal, antes de iniciar su actividad, conocer de forma fácil y resumida las normas en materia de PR. La documentación puede entregarse en soporte papel o bien estar disponible en soporte informático. A continuación se indican los contenidos:

- Características físicas de las radiaciones ionizantes.
- Características de los radioisótopos utilizados.
- Radiobiología: interacción de las radiaciones con los tejidos, tipos de efectos.
- Organización en PR.
- Obligaciones del Titular, Jefe de Protección Radio-lógica, Supervisores, Operadores y personal expuesto en formación.
- Normativa en la manipulación y transporte interno y externo de material radiactivo.
- Clasificación de las zonas radiológicas, radionúclidos y niveles máximos de actividad en la IR.
- Programa de vigilancia operacional.
- Principios de PR: distancia, tiempo y blindaje.
- Normas de manipulación en cuanto al operador, a la zona de trabajo y al entorno.
- Correcta utilización de los detectores de contaminación y de los dosímetros personales.
- Gestión de residuos radiactivos: caracterización, segregación y acondicionamiento.
- Normas de actuación ante contaminaciones de superficies y materiales.
- Normas de actuación ante incidentes y/o accidentes radiológicos.

**1.1.2.** Visita a las instalaciones. Mediante esta visita guiada, el alumno se familiarizará con las diferentes dependencias de la IR, reconociendo las fuentes de riesgo, identificando las diferentes señalizaciones de peligro y advertencia que pueden aparecer, las formas de control de acceso, etc.

**1.1.3.** Examen o entrevista. Esta prueba permite al formador evaluar el grado de conocimientos adquirido tras la lectura de la documentación inicial y la visita a las instalaciones. Si el personal supera la prueba o la entrevista con el Jefe de PR o el Supervisor responsable de la IR, se le considerará apto para trabajar con fuentes radiactivas.



**1.1.4.** Curso de Protección Radiológica. En este curso se desarrollaran los contenidos de formación que forman parte de la documentación inicial. La información y formación que se proporcionan se recogen más extensamente en el Manual de PR de la IR. A este respecto, deberá existir en custodia de todos los jefes de línea y de servicio una copia en soporte papel de dicho Manual. Así mismo existirá en soporte informático a disposición de cualquier interesado una copia de los contenidos del seminario o curso y del Manual.

La periodicidad del curso puede ser desde mensual hasta anual. La duración se encontrará en el rango de 2 a 6 horas. Tanto la periodicidad como la duración son variables dependiendo de las características y necesidades de cada IR.

El curso se impartirá de forma oral apoyada por una presentación informática (p.e. en PowerPoint®), utilizándose un equipamiento básico constituido por: sala de seminarios, cañón, equipo informático y pizarra.

Facultativamente, se puede realizar una prueba de autoevaluación con objeto de que se afiancen en el alumno los contenidos impartidos en el curso.

**1.1.5.** Práctica de laboratorio (opcional). Si los recursos y medios técnicos y humanos de la IR lo permiten, se podría realizar de forma optativa una práctica de laboratorio después del curso para poder aplicar directamente los conocimientos adquiridos durante la formación teórica y para que el personal se familiarice y sepa utilizar adecuadamente los medios de contención, blindaje, detección y gestión de residuos de que dispone la IR.

La práctica puede simular un marcaje con radio-isótopos  $\beta^-$ . Dicho marcaje incluirá operaciones básicas de manipulación, transporte, almacenamiento, detección y descontaminación, así como fases críticas tales como centrifugaciones, sonicaciones, hibridaciones, desecaciones a vacío, utilización de baños termostatzados, etc, en las cuales existe mayor probabilidad de contaminación radiactiva.

Para la realización de la práctica se suministrará un protocolo tipo, guiando al personal durante las diferentes fases del mismo. Se contará con el equipamiento propio del laboratorio, complementado con:

- Vial comercial de material radiactivo sin material radiactivo.
- Fluidos que simulen los diferentes medios y muestras utilizados en el marcaje.
- Material de protección: bata, guantes y gafas protectoras.
- Material de contención: bandejas, tallas impermeables, etc.

- Material de blindaje: pantallas frontales y laterales móviles de metacrilato.
- Cinta de señalización de riesgo radiactivo (trébol).
- Contenedores blindados y etiquetas para residuos y muestras marcadas.
- Detector de radiación tipo geiger-müller.
- Dosímetro personal de termoluminiscencia.
- Fuentes encapsuladas para la práctica de detección.

La duración de la práctica será de 1 ó 2 horas, pudiéndose realizar en un laboratorio de prácticas, si éste estuviera disponible, o en un laboratorio convencional.

## **1.2. Formación continuada**

**1.2.1** Seminarios de refresco. Mediante estos seminarios, el personal directamente vinculado a la IR, que ya ha sido previamente entrenado y que está habituado a trabajar con radiaciones ionizantes, renueva sus conocimientos, actualizándolos en función de los cambios producidos en la IR y del grado de seguimiento de las normas en PR.

Los contenidos que se pueden impartir en estos seminarios pueden ser muy variables, pero a continuación se indican los más comunes:

- Cambios en la legislación en materia de PR.
- Modificaciones de la IR y de los procedimientos internos especificados en el Reglamento de la IR.
- Análisis de las desviaciones detectadas en el seguimiento de las normas y de los incidentes y accidentes que se hubieran podido producir.

La periodicidad de estos seminarios será como máximo bianual, aunque se podrán realizar seminarios más frecuentemente si así lo aconsejan las circunstancias de cada instalación. La duración se encontrará en el rango de 1 a 2 horas.

Adicionalmente, se podrá realizar una prueba de autoevaluación si se considera aconsejable en función de los contenidos impartidos.

## **2. PLAN DE FORMACIÓN PARA PERSONAL INDIRECTAMENTE VINCULADO A LA IR**

Como se ha indicado anteriormente, aunque este personal no se clasifica como personal expuesto, si va a tener acceso, aunque siempre de manera controlada, a áreas donde se está manipulando o se almacena material radiactivo. Por lo tanto, es necesario que este personal disponga de la información necesaria para poder desarrollar su actividad reduciendo al mínimo la probabilidad de exposición. La formación que se indica a continuación se impartirá al personal que desarrolla di-

rectamente las actividades, así como a los encargados o responsables de cada área, servicio o departamento.

## **2.1. Formación previa**

**2.1.1.** Entrega de documentación inicial de acogida. Debido a la heterogeneidad en la formación académica, tipo de actividad, conocimientos previos en PR, etc.. de este colectivo de personal (mantenimiento, seguridad, limpieza, informática, administración, etc.), la documentación a entregar deberá ser de carácter general y estar diseñada de manera que se potencie el aspecto visual frente al escrito (p.e. en forma de folleto). La información se centrará principalmente en la identificación de los focos de riesgo radiológico. La documentación debe entregarse en soporte papel y es recomendable que esté también disponible en soporte informático. A continuación se indican los contenidos:

- Introducción a las radiaciones ionizantes y al riesgo radiológico. Diferencias entre contaminación e irradiación
- Organización de la IR. Papel de cada estamento de personal.
- Identificación de los focos de riesgo: señalización, ubicación física, etc.
- Normas básicas de actuación en el acceso a las diferentes zonas de la IR.
- Normas de actuación ante situaciones de incidente, accidente y emergencia.

**2.1.2.** Visita a las instalaciones. Mediante esta visita guiada, el personal se familiarizará con las diferentes dependencias pertenecientes a la IR, reconociendo las fuentes de riesgo, identificando las diferentes señalizaciones de peligro y advertencia que pueden aparecer, las formas de control de acceso, etc.

**2.1.3.** Curso de identificación de focos de riesgo radiológico. En este curso se impartirán los contenidos de formación que se indican en la documentación inicial de acogida. El principal objetivo de esta formación es evitar que este personal entre en contacto con el material radiactivo almacenado o con las zonas donde se ha manipulado dicho material sin el debido control. Esto se consigue principalmente mediante el adiestramiento del personal en la identificación de los focos de riesgo radiológico, dando a conocer la señalización específica, la ubicación física de los mismos, los tipos de contenedores, etc., así como en la aplicación de las normas de actuación para desarrollar adecuadamente su trabajo en estas zonas o en sus proximidades.

La periodicidad del curso dependerá del ritmo de incorporación o renovación del personal de estos departa-

mentos o servicios. Para ello es necesario que los responsables de los servicios de apoyo estén coordinados con el responsable de PR. La duración se encontrará en el rango de 1/2 a 1 hora. Dependiendo de las características de la IR, puede ser necesario ampliar determinados contenidos o establecer cursos para personal específico.

El curso se impartirá de forma oral apoyada por una presentación informática (p.e. en PowerPoint®), utilizándose un equipamiento básico constituido por: sala de seminarios, cañón, equipo informático y pizarra.

## **2.2. Formación continuada**

**2.2.1** Seminarios de refresco. El objetivo de estos seminarios, como se ha indicado previamente, en el apartado 1.2.2, es renovar y actualizar los conocimientos en materia de PR del personal indirectamente vinculado a la IR.

Como ocurre en el caso anterior, los contenidos que se pueden impartir en estos seminarios pueden ser muy variables, pero a continuación se indican los más comunes:

- Cambios en la legislación en materia de PR.
- Modificaciones de la IR y de los procedimientos internos.
- Repaso de las normas de PR más significativas, incidiendo en aquellas que se hayan seguido de forma menos eficiente.

La periodicidad de estos seminarios será como máximo bianual, aunque se podrán realizar seminarios más frecuentemente si así lo aconsejan las circunstancias de cada Instalación. La duración se encontrará en el rango de 1/2 a 1 hora.

## **REFERENCIAS**

1. Directiva 96/29/Euratom del Consejo, de 13 de mayo de 1996, *por la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes*. E.C. L-159 vol.39.
2. Ley 31/1995 de Prevención de riesgos laborales. B.O.E. nº 269 de 10 de noviembre de 1995. (Modificado por Ley 54/2003)
3. RD. 783/2001. Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. BOE nº 178 del 26 de Julio de 2001.
4. RD.1836/1999, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (BOE num. 313, de 31-12-1999)
5. M.T.Macias, F.Usera, A.Carnero, M.Cebrián, A.Sánchez. *Optimization of training courses on radiation protection in*



- radioactive installations of biological research*. International Conference on Radiation protection and Medicine. Montpellier .Francia.28-30 de junio de 1995.
6. Cursos de Capacitación de Operadores de instalaciones radiactivas de investigación biológica. *Campo de aplicación laboratorios con fuentes no encapsuladas*. IIB (CSIC-UAM.)
  7. AURPO Report N°. 110. Guidance note N° 5. *Notes for training radiation a worker in Universities*. 1994.
  8. IAEA Technical Report N°. 280. *Training courses on Radiation Protection*. 1988.
  9. IAEA Safety Reports Series N°. 20. *Training in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources*.2001
  10. Formación en protección radiológica. Radioprotección. 51.Vol. XIV.2007
  11. Resolución del Ministerio de Sanidad y Consumo, de 21 de abril de 2006, sobre Formación en Protección Radiológica en los Programas Formativos en Ciencias de la Salud
  12. A. Sánchez, A. Carnero, M. Cebrián, S. Durá, M. T. Macías, A. Martínez, M. J. Menéndez, M. Sánchez y F. Usera. *Manual de Protección Radiológica en Centros de Investigación Biológica*. Sociedad Española de Protección Radiológica. SEPR no 3. Madrid. 2001
  13. Angeles Sánchez, Alejandra Martínez, Mar Sánchez, Fernando Usera, Mª Teresa Macías. Radiation Protection Training University in Scientific Areas. *Conferencia Internacional. Formación en Protección radiológica. Estrategias del futuro*. CIEMAT .Madrid.17-19 de septiembre de 2003.



ST6 APRO-81

## DOSIMETRÍA EN UNA INSTALACIÓN PET DEDICADA A LA INVESTIGACIÓN CON ANIMALES

JM Martí-Climent<sup>1</sup>, E Prieto<sup>1</sup>, M Collantes<sup>2</sup>, M Ecay<sup>2</sup>, G Quincoces<sup>1</sup>, P Garrastachu<sup>2</sup>, I Peñuelas<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> Servicio de Medicina Nuclear. Clínica Universitaria de Navarra. Pamplona

<sup>2</sup> Unidad de Investigación microPET. CIMA-Clínica Universitaria de Navarra. Pamplona

### INTRODUCCIÓN

La investigación en múltiples campos de las ciencias biomédicas se encuentra frecuentemente con la dificultad que entraña la extrapolación de los resultados obtenidos en los estudios experimentales llevados a cabo con animales a lo que puede ocurrir en las personas.

La investigación traslacional constituye la transferencia de la investigación básica a la investigación clínica, y de ésta a la aplicación clínica. La minimización del tiempo

que transcurre en todo este proceso es sin duda uno de los grandes retos que la investigación tiene planteados, ya que una aceleración del proceso de transferencia de conocimientos posibilitaría una evaluación más rápida de posibilidades terapéuticas nuevas para multitud de patologías<sup>1</sup>.

En nuestro centro se ha puesto en funcionamiento una Unidad de Investigación microPET (UIP) dedicada a la investigación con pequeños animales por medio de la Tomografía por Emisión de Positrones (PET) con el fin

de realizar investigación traslacional en el campo pre-clínico.

El objetivo de este estudio es analizar la dosimetría de área y personal en la UIP, relacionándola con la cantidad de material radiactivo manipulado en la instalación.

## MATERIAL Y MÉTODOS

La instalación (*Figura 1*) consiste en una sala con funciones de laboratorio y control del tomógrafo, que da acceso a la sala del tomógrafo PET dedicado a animales (modelo Mosaic de Philips) y a otra sala para estabular animales. El personal de la instalación consta de un investigador y un técnico de laboratorio, encargado éste, entre otras funciones, de manipular los animales, administrarles el radiotrazador y realizar los estudios.

Los estudios PET se realizan con radiotrazadores marcados con F-18, N-13 y C-11, producidos en el laboratorio PET situado a unos 50 m de la UIP, siendo trasladados por el técnico del laboratorio.

El estudio se ha realizado durante 12 meses (a partir de mayo de 2005), evaluándose la dosimetría del personal (incluyendo un dosímetro de anillo en el dedo corazón de cada mano) y la dosimetría de área. Los dosímetros utilizados corresponden al modelo Panasonic UD-802 AR para la dosimetría personal y de área; que junto a los de anillo fueron suministrados por la empresa Servicios

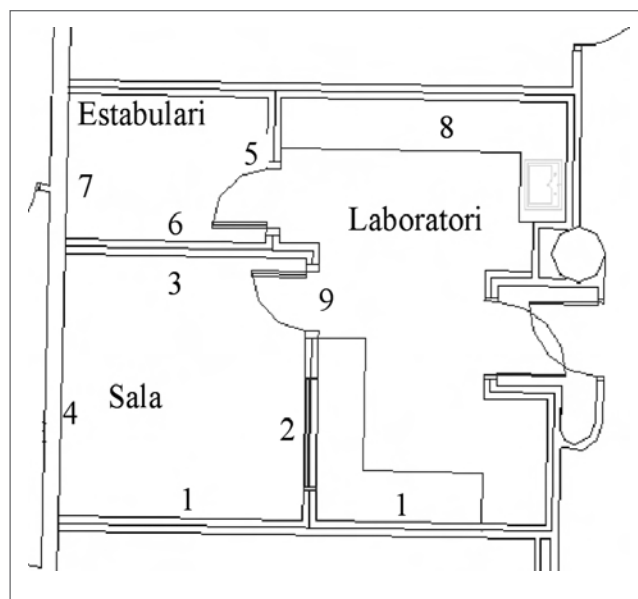


Figura 1. Instalación de Unidad Investigación microPET. Los números indican los puntos donde se ha evaluado la dosimetría de área.

de Control e Inspección. Para la dosimetría de área se ha utilizado el valor de la dosis profunda obtenida con los dosímetros colocados en 10 puntos de las paredes de la instalación (indicados en la *figura 1*).

Para cada estudio PET se registró el tipo de animal, la actividad administrada y el radiotrazador empleado. Además, se registró la actividad administrada a los animales que requirieron ser estabulados.

## RESULTADOS

Los animales estudiados fueron ratas, ratones y monos, además de estudios con células y maniqués, con una actividad variable que dependía del objetivo del estudio (radiotrazador y animal). En los 12 meses se realizaron 470 estudios con una actividad total de 43,7 GBq, y una actividad en los animales estabulados de 16,7 GBq. La actividad empleada en cada estudio PET osciló entre 1 y 755 MBq. En la *figura 2* se muestra la variación mensual del número de estudios realizados ( $39 \pm 18$  estudios por mes, oscilando entre 15 y 73), así como la correspondiente actividad total administrada a los animales y la actividad total de los animales estabulados.

Los resultados de la dosimetría de área fueron: 0,80, 0,39, 1,01 y 1,52 mSv/año en 4 puntos (1, 2, 3 y 4) de la sala del tomógrafo, 0,31, 0,84 y 0,82 mSv/año en tres puntos (5, 6 y 7) de la sala de estabulación, y fondo en la sala del control.

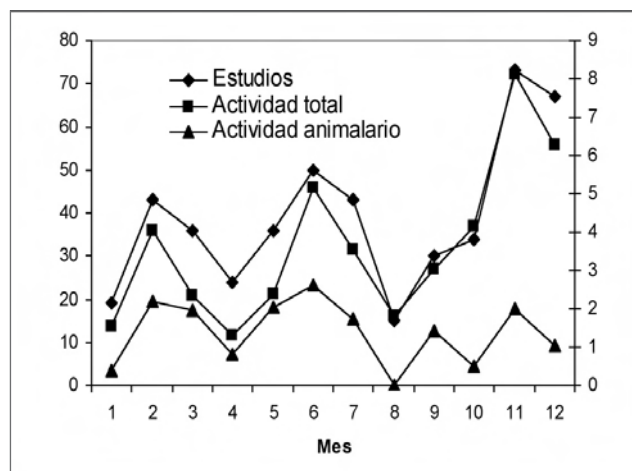
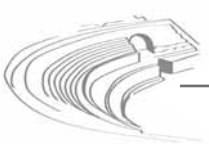


Figura 2. Evolución mensual del número de estudios realizados y de la actividad total de los animales

La dosimetría personal del investigador fue inferior al nivel de registro de 0,10 mSv por mes, mientras que para el técnico los valores de dosis superficial, profunda, y en dedos de mano derecha e izquierda fueron de 6,8,



4,5, 59,6 y 84,4 mSv/año; la evolución mensual de la dosimetría se muestra en la *figura 3*. Estos valores de dosis normalizados por la actividad administrada a los animales fueron 0,16, 0,10, 1,36 y 1,93 microSv/MBq respectivamente.

**DISCUSIÓN Y CONCLUSIONES**

La dosimetría de área muestra la idoneidad del diseño de la instalación y de los blindajes estructurales, correspondiéndose las salas del tomógrafo microPET y de estabulación a Zona Vigilada.

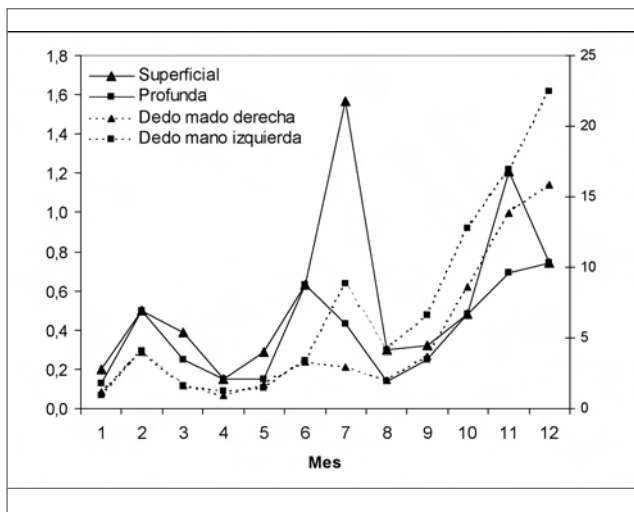


Figura 3. Evolución mensual de la dosimetría del técnico del laboratorio

Las dosis del personal técnico de la UIP que realiza las labores relacionadas con el manejo de los animales y de los radiotrazadores son más elevadas que las del personal de enfermería de nuestra instalación PET, en sus labores de administración de los radiofármacos y manejo de los pacientes, que se encuentran alrededor de 0,03 y 0,1 microSv/MBq para las dosis profunda y de dedo

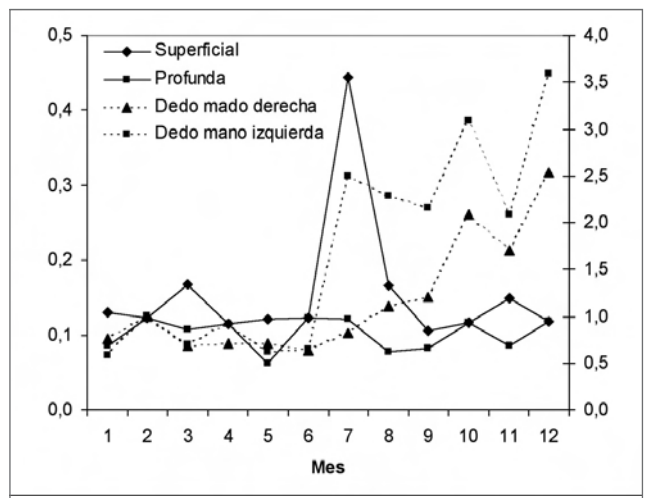


Figura 4. Evolución mensual de la dosis normalizada a la actividad administrada a los animales.

respectivamente<sup>2</sup>. Esta dosis del personal técnico también supera la dosis individual media para el personal de instalaciones de investigación y docencia que está en torno a 1 mSv/año<sup>3</sup>.

**REFERENCIAS**

1. Peñuelas I. *Aplicación de los estudios microPET a la investigación traslacional en biomedicina*. Martí-Climent J.M. (Editor) Tomografía molecular de pequeños animales. Fundamentos. Navarra Gráfica Ediciones. Berriozar, Navarra. 2005
2. Martí-Climent J.M., Peñuelas I. *Occupational dosimetry in a PET Center due to radionuclide production and medical use. Proceedings of the 6th European ALARA Network Workshop on Occupational Exposre Optimisation in the Medical Field and Radiopharmaceutical Industry*; 2002 October 23-25; Madrid: CIEMAT, 2002.
3. Consejo de Seguridad Nuclear. *Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado Año 2005*. Colección Informes CSN. Madrid. 2006.



# CONTROL RADIOLÓGICO APLICADO EN EXPERIMENTACIÓN ANIMAL CON $^{131}\text{I}$ EN ESTUDIOS DE TERAPIA GÉNICA

M.T. Macías<sup>1</sup>, C. Requejo<sup>1</sup>, R. Pina<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Instituto de Investigaciones Biomédicas "Alberto Sols" CSIC-UAM. <sup>2</sup> Facultad de Medicina, UAM

## INTRODUCCIÓN

El simporter de yodo y sodio (NIS) es una glicoproteína codificada por el gen NIS que se expresa, fundamentalmente, en la membrana basolateral de las células foliculares del tiroides, permitiendo la captación de yodo en estas células. Por ello, históricamente el tratamiento con  $^{131}\text{I}$  ha sido utilizado en patologías tumorales de tiroides. Desarrollos actuales de terapia génica en modelos animales han permitido la expresión del gen NIS en tumores no tiroideos<sup>1</sup>, tales como mama, próstata o pulmón, de manera que estos tumores pueden captar yodo y utilizar  $^{131}\text{I}$  con fines terapéuticos.

En el Instituto de Investigaciones Biomédicas (IIB), se han realizado diferentes estudios de Terapia Génica en modelos animales, utilizando el simporter de yodo y sodio NIS. Se utilizan ratones atómicos a los que, previamente, se han inducido tumores no tiroideos. Posteriormente, se administra el vector de expresión que lleva el gen terapéutico NIS. Transcurridas de 24 -72 horas, tiempo necesario para obtener la máxima expresión del gen, se lleva a cabo el tratamiento terapéutico mediante inyección intraperitoneal de  $^{131}\text{I}$ . El número de animales marcados en cada experimento oscila entre 9 y 14.

El objetivo de esta comunicación es presentar el Procedimiento de trabajo elaborado por el Servicio de Protección Radiológica (SPR), para establecer el control radiológico y las medidas de protección necesarias para reducir los riesgos radiológicos<sup>2</sup> implícitos a los marcapos terapéuticos de animales de experimentación con  $^{131}\text{I}$ .

## PROCEDIMIENTO

La extensión del Procedimiento no permite reflejar en esta comunicación el documento completo, por ello se presenta un esquema del mismo, reflejando aspectos relativos al control radiológico.

**Control radiológico.** Esta técnica sólo se puede realizar en el laboratorio de radioisótopos del Animalario del IIB,

clasificada como Zona Controlada con riesgo de irradiación y contaminación. Durante el desarrollo de la misma, el acceso al laboratorio indicado está controlado por el SPR, restringido a los trabajadores expuestos que participan en la técnica.

### 1.- Equipos de Protección individual

Pijama de laboratorio, bata y manguitos de tyvek desechables, zuecos de plástico, calzas y gorro de tyvek, media máscara con filtro de carbón activo, guantes de látex (doble par), delantal y protector de tiroides plomados (0,5 mm de plomo). Cuando el SPR determina que se ha reducido el nivel de radiación, se accede al laboratorio sin utilizar los equipos plomados.

### 2.- Blindajes

#### Laboratorio de Radioisótopos del Animalario

##### Zona de estabulación de los animales

Blindajes fijos colocados en la pared posterior y paredes laterales junto a las jaulas: 1 cm de plomo a 80 cm del suelo fijado a la pared. Los racks de las jaulas están protegidos por puertas de hierro plomadas (a 80 cm del suelo) con 1,5 mm y 7 mm de plomo. La parte superior de las jaulas se blindan utilizando (1 ó 2) planchas de 2 mm de plomo.

##### Zona de manipulación

Estructura de PVC de 19 mm y 10 mm de plomo, con iluminación interior y salida para extracción, colocada sobre la mesa de trabajo del laboratorio.

Pantalla frontal de vidrio plomado de 25 mm de espesor (equivalencia en plomo de 2,2 mm) colocada en la parte frontal de la estructura indicada.

### 3.- Medidas de contaminación de áreas de trabajo y personal

Monitores utilizados: contador proporcional Berthold LB 122 y ROTEM RAM DA-3 sonda PM-10 (cristal de 5,08 cm de NaI /TI) (1). La frecuencia de las medidas es rutinaria siempre que se realiza alguna manipulación en el laboratorio de radioisótopos.



### 3.1.- Áreas de trabajo

#### a) Contaminación superficial<sup>3</sup>

#### b) Contaminación ambiental

Se utilizan placas *Petri* de plástico con carbón activo granulado, colocadas en diferentes localizaciones en el interior y exterior del laboratorio de radioisótopos, para cuantificar la posible volatilización de yodo radiactivo. El Procedimiento establece la frecuencia y la forma de realizar las medidas de las muestras.

### 3.2.- Contaminación personal

#### a) Contaminación externa<sup>3</sup>

Se realizan en una dependencia colindante al laboratorio (pasillo del animalario).

#### b) Contaminación interna

Se realizan medidas de tiroides a cada uno de los TES participantes en el desarrollo de la técnica, utilizando el monitor (1).

*Frecuencia:* antes de comenzar la técnica se realiza la primera medida para determinar el fondo. Las medidas posteriores, se llevan a cabo a las 6, 24 y 48 h después de finalizar la manipulación. En caso de obtener resultados que indiquen una posible incorporación de yodo radiactivo en tiroides por inhalación de dicho radionucleido, la persona afectada se someterá a un control de dosimetría interna en el Servicio correspondiente en CIEMAT.

## 4.- Dosimetría personal y de área

### 4.1.- Dosimetría personal externa

- Dosímetros de lectura directa, MGP DMC 2000, que son leídos al finalizar cada uno de los períodos de exposición.

- Dosímetros TLD-100 Harsaw (LiF) de solapa y de anillo.

### 4.2.- Dosimetría de área

Se han establecido más de 40 localizaciones distribuidas en Zonas Vigiladas y Zonas de Libre Acceso.

a) *Medidas de tasas de dosis equivalente* utilizando un monitor portátil de radiación ROTEM RAM ION (cámara de ionización). En cada localización se realizan 5 medidas, registrando el valor promedio.

b) *Medidas en continuo de la tasa de dosis y dosis integrada* durante el desarrollo de la técnica y en los tiempos de permanencia en el laboratorio de radioisótopos.

*Monitor de radiación:* LAMSE modelo MS 6020 (Geiger Müller), colocado a 1 m de la posición en la que se realiza la manipulación. Los datos almacenados son volcados a un ordenador para su análisis posterior.

c) *Dosímetros de TLD-100 (LiF)* colocados antes del

inicio de la técnica y retirados cuando finaliza la misma (sacrificio de los animales).

## 5.- Normas de trabajo para el marcaje terapéutico de animales de experimentación con <sup>131</sup>I

El Procedimiento establece las Normas de Trabajo para llevar a cabo las siguientes acciones:

### 5.1.- Recepción y almacenamiento del <sup>131</sup>I<sup>4</sup>

### 5.2.- Preparación de las dosis de <sup>131</sup>I

### 5.3.- Inyección de los animales

### 5.4.- Estabulación de los animales

a) *Medidas del tamaño de los tumores de los animales*

b) *Cambio de "camas" de los animales (excretas)*

c) *Sacrificio de los animales*

## 6.- Gestión de los residuos generados<sup>5</sup>

Los residuos generados se trasladan al almacén RR-1 utilizando un carro de transporte de PVC blindado con 2 mm de plomo.

## RESULTADOS

En esta comunicación se presentan los resultados del 3er experimento, dado que es el de mayor actividad de los realizados hasta el momento. Se utilizaron 1.693,86 MBq (45,78 mCi), se inyectaron 3 mCi por animal a 14 ratones (un viernes), el tiempo de estabulación fue de 14 días, siendo el tiempo de exposición de 25 h.

La incidencia de contaminación superficial en áreas de trabajo ha sido baja, solo se han registrado<sup>3</sup> las siguientes contaminaciones: pinzas metálicas 92 Bq/cm<sup>2</sup> (1<sup>er</sup> día), jaula n° 4: 80 Bq/cm<sup>2</sup>, biberón n° 3 26,67 Bq/cm<sup>2</sup> (14<sup>o</sup> día), los guantes y papeles de protección se gestionaron directamente como residuos. Así mismo, los resultados de las medidas de las muestras de carbón activo correspondían al fondo del equipo. No se ha producido ninguna contaminación personal externa y las medidas de tiroides dieron valores correspondientes al fondo del monitor.

La *tabla 1* indica las localizaciones más representativas en las que se han realizado medidas de radiación. Del n° 1 al n° 12 corresponden a Zona Controlada y desde el n° 13 al n° 21 corresponden a Zonas de Libre Acceso. Las medidas se han realizado en contacto (1 cm) excepto en las localizaciones que se especifica otra distancia. A partir del 2<sup>o</sup> día las medidas de radiación se realizaron después del cambio de "camas" de los animales.

La tasa de dosis correspondiente a la localización n° 1, manteniendo el vial fuera del contenedor plomado, durante la preparación de las dosis para los animales fue de 22,23 mSv/h.



Tabla 1. Localizaciones de medidas de radiación

Nº	Localización
1	Lab. radioisótopos, vial de $^{131}\text{I}$ (preparación de dosis), a 30 cm
2	Lab. radioisótopos, medida frontal delante de pantalla vidrio plomado (30 cm de la fuente).
3	Lab. radioisótopos: jaulas de animales
4	Lab. radioisótopos, parte superior de las jaulas estabuladas con 4 mm Pb
5	Delante de la puerta plomo de las jaulas
6	Lab. radioisótopos a 30 cm de puerta plomada de las jaulas
7	Lab. radioisótopos 1 m de puerta plomada de las jaulas. TLD-100
8	Lab. radioisótopos, espacio entre puerta plomada y parte superior de las jaulas plomadas
9	Almacén RR-1, armario RR
10	Almacén RR-1, armario RR a 30 cm
11	Almacén RR-1, armario RR a 1 m. TLD-100
12	Bolsas de "camas"
13	Pasillo animalario, pared superior (frontal manipulación). TLD-100
14	Pasillo animalario, pared inferior (estabulación). TLD-100
15	Pasillo animalario, pared superior (estabulación). TLD-100
16	Pasillo animalario, pared superior (estabulación) a 1,2 m
17	Sala de cuarentena, pared superior (estabulación)
18	Sala de cuarentena, pared superior (estabulación) a 1,4 m. TLD-100
19	Pasillo sótano, pared contigua almacén RR-1. TLD-100
20	Sala de reprografía (suelo), planta baja. TLD-100
21	Pasillo planta baja (suelo), junto a sala de reprografía. TLD-100

La figura 1 ilustra la evolución de los niveles de radiación durante el desarrollo del experimento en localizaciones de Zona Controlada.

Las tasas de dosis de la localización nº 2 corresponden a la preparación e inyección de  $^{131}\text{I}$  a los animales el 1º día. Los días sucesivos las tasas de dosis se registraron durante las medidas de los tumores (utilizando un calibrador) y los cambios de "camas". En todas las localizaciones se observa una clara disminución de las tasas de dosis a partir del 2º día (24 h) alcanzando valores cercanos al fondo entre el 6º y 8º día de estabulación.

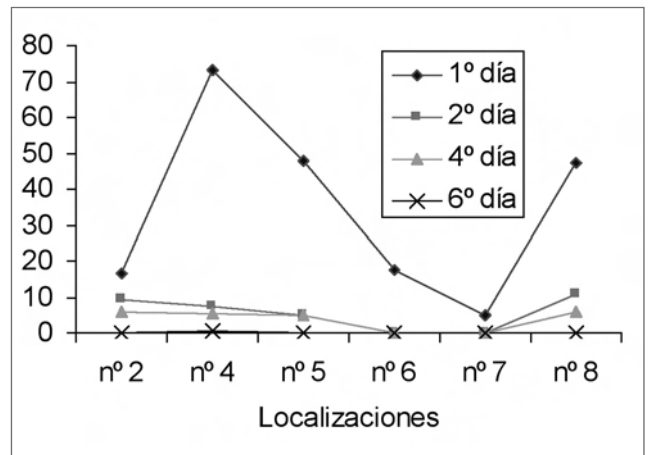


Figura 1. Niveles de radiación ( $\mu\text{Sv/h}$ ) en Zona Controlada

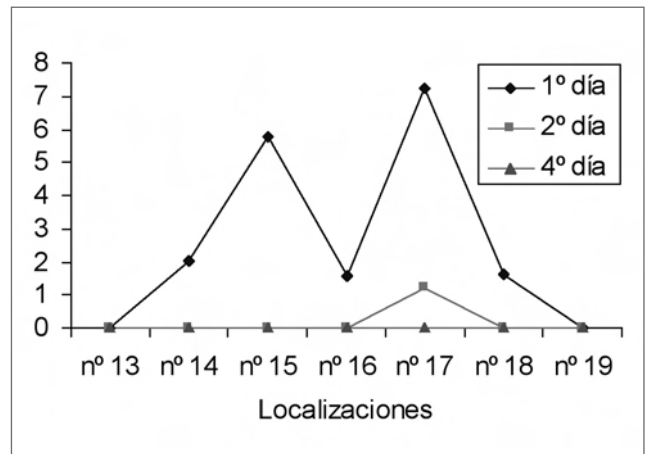


Figura 2. Niveles de radiación ( $\mu\text{Sv/h}$ ) en Zonas de Libre Acceso

La figura 2 presenta los niveles de radiación en diferentes localizaciones de Zonas de Libre Acceso. Puede observarse, que las tasas de dosis correspondientes al 1º día en las localizaciones nº 14 hasta el nº 18 son superiores al valor establecido para esta magnitud en Zonas de Libre Acceso ( $0,5 \mu\text{Sv/h}$ )<sup>6</sup>. No se muestran los resultados de días sucesivos porque corresponden al fondo.

En base a los resultados obtenidos en experimentos previos, en línea con los presentados en esta comunicación, durante los tres primeros días del experimento se cerró el acceso al Animalario por el pasillo correspondiente al laboratorio de radioisótopos.

La figura 3 muestra la evolución de las tasas de dosis de las cuatro jaulas (fuentes radiactivas) durante el tiempo de estabulación.



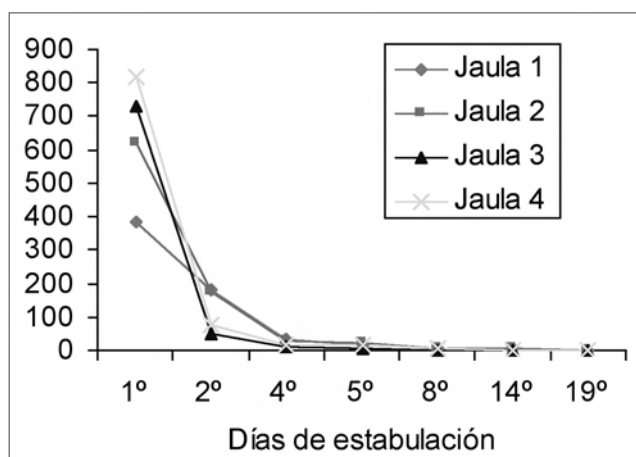


Figura 3. Tasas de dosis de las jaulas de animales

La figura pone de manifiesto una reducción próxima al 50% de las tasas de dosis el 2º día del experimento, resultados acordes con los mostrados en las figuras anteriores.

Se realizaron cuatro cambios de “camas”: los días 2º, 4º, 8º y 14º de estabulación. Las tasas de dosis correspondientes fueron 2,45 mSv/h, 196,2 µSv/h, 98,5 µSv/h y 26 µSv/h, respectivamente.

El monitor de radiación LAMSE MS 6020 se ha utilizado a partir del 4º experimento, no estaba disponible en los marcajes previos. Por ello, no se dispone de resultados en el experimento presentado.

Los resultados obtenidos con los dosímetros TLD-100 colocados en las localizaciones indicadas en la *tabla 1* corresponden a valores de fondo excepto en las siguientes posiciones: nº 7: 0,24 mSv/mes; nº 11: 1,06 mSv/mes (Zona Controlada); nº 14 y nº 15: 0,24 mSv/mes y nº 17: 0,13 mSv (Zona de Libre Acceso).

Las dosis registradas con los dosímetros MGP DMC 200 están en el intervalo de 15 a 37 µSv y las dosis correspondientes a los dosímetros TLD-100 de solapa han sido de fondo. En relación con las dosis en manos, los TEs que realizaron la recepción de <sup>131</sup>I, preparación de dosis e inyección de animales recibieron dosis de 0,24 mSv/mes, y 0,12 mSv/mes. Sin embargo las dosis correspondientes a los TEs que han realizado las medidas de tumores y cambios de “camas” han sido de fondo.

## DISCUSIÓN - CONCLUSIONES

Los resultados presentados permiten identificar las etapas de la técnica con mayor riesgo radiológico: recepción, preparación de dosis y administración del <sup>131</sup>I el

1º día, y las medidas de tumores y cambios de “camas” los primeros 8 días.

La baja incidencia de contaminación personal así como en áreas de trabajo se justifica por la formación en Protección Radiológica y experiencia en la manipulación de animales de los TEs que han participado en estos experimentos, así como por el uso de los EPIs indicados. Por otra parte, los resultados correspondientes a las muestras de carbón activo y medidas de tiroides indican que no se ha producido volatilización de yodo.

La tasa de dosis del vial de <sup>131</sup>I (medida directa) era muy elevada, sin embargo los resultados de los dosímetros anulares aportan dosis muy inferiores, ello es debido a que el tiempo de exposición durante la preparación de dosis e inyección de animales es corto (próximo a 2 h) y dichas tareas son realizadas por dos TEs diferentes.

Las medidas realizadas en las localizaciones de Zonas Controladas han permitido conocer los niveles de radiación a los que estaban expuestos los TEs que participaron en la técnica, ahora bien, los resultados de la dosimetría personal (valores de fondo) indican que los EPIs plomados y los blindajes de manipulación son adecuados para reducir los niveles de radiación.

Las medidas de las localizaciones nº 4 y nº 8 de dichas zonas, permitieron estimar dosis público en el suelo del pasillo y en la sala de reprografía de la planta baja del IIB. Aunque las tasas de dosis de dichas localizaciones, mostradas en la figura nº 1, eran elevadas en el 1º día del experimento, los resultados obtenidos con los dosímetros de TLD-100 colocados en dichas posiciones indicaban dosis de fondo.

Las medidas directas de las localizaciones de las Zonas de Libre Acceso permitieron evaluar las dosis para el público, posteriormente los resultados obtenidos con los dosímetros de TLD en estas posiciones correspondían al fondo radiológico excepto en los tres puntos citados. Como se ha indicado previamente, los resultados presentados en la figura nº 2 correspondientes al 1º día, hicieron necesario cerrar el acceso al Animalario por el pasillo indicado. Aunque el nivel de radiación se reduce casi a la mitad a las 24 h, el acceso se mantuvo cerrado hasta el 4º día. Teniendo en cuenta que el experimento se realizó un viernes, el cierre durante el fin de semana no causó, prácticamente, molestias para los usuarios del Animalario.

Como se observa en la *figura 2*, las tasas de radiación en estas localizaciones van disminuyendo hasta valores de fondo durante la primera semana. No obstante, teniendo en cuenta que en el interior del laboratorio se realizan diferentes manipulaciones, para asegurar las ta-

sas de dosis en esas zonas, en la pared correspondiente a las localizaciones nº 14 y nº 15 se colocó un equipo de manera que permitía mantener una distancia de 1 m desde dicha pared a la zona de paso. Con esta medida la dosis en dicho punto era de fondo. Así mismo, en la localización no 17 la dosis a 30 cm de la pared era de 0,15 µSv.

La elevada reducción de las tasas de dosis de las jaulas el 2º día reflejada en la figura nº 3, es debida a la eliminación de <sup>131</sup>I a las 24 h de la administración del radioisótopo (aproximadamente el 50% de la actividad)<sup>7</sup>, la tasa de dosis correspondiente a la 1ª bolsa de “camas” del 2º día (2,45 mSv/h) confirma dicha eliminación.

Los resultados presentados en esta comunicación permiten confirmar la idoneidad del Procedimiento descrito. No obstante, pone de manifiesto la necesidad de implementar el blindaje del laboratorio de radioisótopos del Animalario para asegurar dosis al público sin necesidad de alterar el funcionamiento de dicho Servicio.

## REFERENCIAS

1. RM Dwyer, ER Berget, MK O'Connor, SJ Gendler, JC Morris.

*Sodium iodide symporter-mediated radioiodide imaging and therapy of ovarian tumor xenografts in mice.* Gene Therapy 2006; 13, 60-66.

2. RD. 783/2001. *Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.* BOE nº 178 del 26 de Julio de 2001.
3. IIB- PNT/SPR/4.2. *Medidas de contaminación superficial.* 2003.
4. IIB- PNT/SPR/6. *Control de fuentes no encapsuladas.* 2005.
5. IIB- PNT/SPR/8. *Gestión de materiales residuales con contenido radiactivo.* 2004.
6. *Texto comentado del nuevo Reglamento sobre protección Radiológica contra radiaciones ionizantes.* Publicación SEPR nº 4. 2001.
7. Comisión Europea, *Protección Radiológica después de una terapia con yodo 131,* Protección Radiológica 97, 1998.

## AGRADECIMIENTOS

Agradecemos a la Dra. P. Martín, a la Dra. I. D. Peerlinata y al Dr. M. Quintanilla, responsables del experimento, su colaboración para el desarrollo del trabajo presentado.



**MR4**

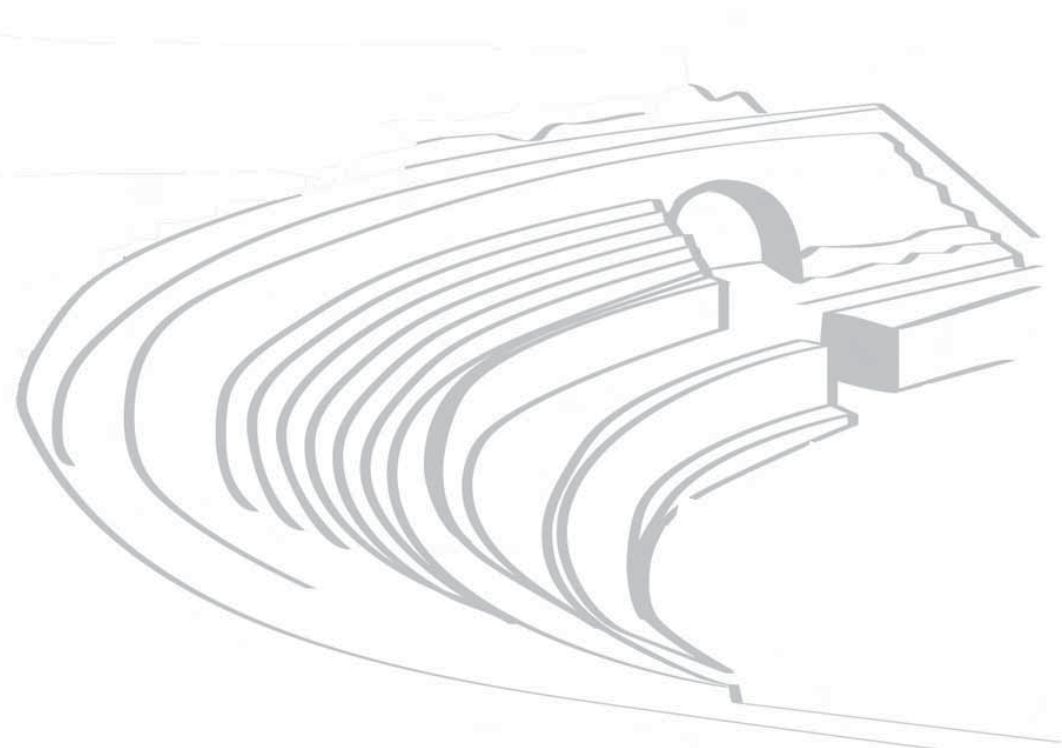
**MESA REDONDA**

# LA SEPR EN LOS ASPECTOS SOCIALES DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

**Viernes 21 de septiembre de 2007**

**11:30**

Moderador: **Xavier Ortega** (INTE, UPC)



## LOS PROCESOS DE ACCESO AL CONOCIMIENTO A INICIOS DEL SIGLO XXI

Existe la certitud que los comportamientos sociales sobre los procesos del conocimiento están evolucionando de manera acelerada, impulsados por los medios de comunicación y en particular por el desarrollo de internet. Desde mi experiencia en el campo universitario he podido experimentar ese proceso. De la transmisión de conocimientos a los estudiantes de manera doctrinal, con libros de referencia de autores de reconocido prestigio en cada ámbito del saber, y las aportaciones de autoridad del profesor que podía ampliar o matizar el proceso de transmisión de los contenidos, se ha pasado a su actuación como elemento impulsor y conductor de los procesos de aprendizaje. El profesor ayuda a los estudiantes a desarrollar su propio camino que le conduzca a adquirir y seleccionar sus conocimientos que en gran medida pueden adquirir por la transmisión de las aportaciones del profesor y de la gran oferta que le proporciona internet. Hoy muchos estudiantes, en el campo de las ingenierías, difícilmente pueden responder a la pregunta sobre los tres títulos de libros de referencia en tu carrera o los tres nombres de profesores que hayan sido relevantes en tus estudios. El marco del Espacio Europeo de Enseñanza Superior, también llamado proceso de Bolonia, que ha de servir de guía a la nueva organización de los estudios universitarios en España, tiene en cuenta esos nuevos procesos de aprendizaje, basados en las aportaciones individuales de los estudiantes. La personalización de los procesos de aprendizaje, las expectativas individuales de los estudiantes y la transparencia y fluidez de los contenidos a través de los medios de comunicación son elementos dominantes en las sociedades desarrolladas.

## LOS RETOS DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL ACTUAL CONTEXTO SOCIAL

La disciplina de PR, al igual que los procesos de aprendizaje, también está sometida a procesos de transformación o de adaptación que deben afrontar los profesionales, los organismos implicados y los sistemas de formación.

Algunos de dichos elementos son de carácter propio a la PR y otros tienen carácter general y por tanto son externos a la PR, pero tienen influencia sobre ella.

### 1.- En el marco de temas propios de la PR

Destacaremos en lo referente a la ampliación de los ámbitos de actuación de la PR:

- Gran desarrollo de nuevas aplicaciones de las radiaciones ionizantes y de las técnicas utilizadas especialmente en el campo de la salud.
- Incorporación de nuevos campos de actuación de la PR tales como la radiactividad natural y los NORM, el desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas, la recuperación de zonas contaminadas, el reciclaje de materiales débilmente contaminados y la utilización de fuentes para finalidades perversas

En relación con la dificultad de alcanzar la comprensión social del riesgo radiológico y la aplicación de las normativas vigentes en su prevención en los casos concretos pueden citarse:

- Diferenciación entre prácticas e intervenciones.
- Aplicación de los conceptos de restricción de dosis, dosis de referencia y dosis colectiva.
- Interpretación de los principios de justificación y limitación de dosis y optimización,
- Implicaciones de las incertidumbres asociadas con la extrapolación lineal del riesgo radiológico a bajas dosis.
- Tratamiento diferenciado entre personal profesionalmente expuesto y público en general.
- Papel que juega la susceptibilidad radiológica de los individuos, la edad y el sexo.

### 2.- Elementos externos a la PR

Citaremos algunos de esos elementos externos que pueden influir en el futuro de las actividades de la protección radiológica:

- Interés social creciente por los temas de preservación de la salud humana y del medio ambiente
- Preocupación por los criterios de equidad, transparencia de la información y de las circunstancias que inciden en los comportamientos sociales



- Repercusión de la globalización de la economía y la movilidad de las poblaciones que incluye la inmigración.
- Insuficiencia de los criterios científicos y de autoridad en la toma de decisiones y voluntad de participación de grupos de interés *stakeholders* o de organizaciones de ámbito territorial o local.
- Necesidad de sostenibilidad de los procesos.

Es claro que la protección radiológica ha estado guiada, en los últimos años, por una serie de preceptos y normas que han sido orientadas por recomendaciones de Organismos internacionales, principalmente por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP). Las sucesivas Recomendaciones de esta Comisión han recogido las enseñanzas derivadas de los estudios epidemiológicos y los de carácter biológico, así como los juicios de los expertos. Sus recomendaciones han pretendido alcanzar un carácter universal, con lo que han facilitado un cierto grado de armonización de las diversas normativas nacionales.

La publicación ICRP 60 constituyó un documento esencial en el desarrollo de dichas normativas en los diversos países. En el caso de la Unión Europea esas recomendaciones se recogieron en la Directiva Comunitaria 96/29/Euratom y posteriormente fueron traspuestas a la legislación española, actualmente en vigor. Las bases en las que se sustenta los principios de la PR han desempeñado un papel muy importante, aunque han mostrado algunas debilidades de concepción y de aplicación en las nuevas situaciones anteriormente citadas y de adaptación a las exigencias sociales previamente descritas.

Con el objetivo de mejorar la eficacia de la aplicación de dichas normas que conforman la protección radiológica, la ICRP tras un largo proceso de consultas, ha acordado la publicación de unas nuevas Recomendaciones en este año 2007. En el capítulo introductorio de motivaciones se indica que el objetivo de la PR es el de alcanzar un cierto grado de protección para el hombre y el medio ambiente contra los detrimentos que puedan ocasionar la exposición a las radiaciones. También señala que dicho objetivo no puede ser alcanzable únicamente con la base de los conocimientos científicos sobre los efectos de las radiaciones en la salud humana. Así, se requiere implementar un modelo de protección de los seres humanos y también del medio ambiente contra las radiaciones en el que deberán tenerse en cuenta junto a los conocimientos científicos y los juicios de los expertos, los *aspectos sociales y económicos*. La introducción de nuevos criterios y de la experiencia investigadora y

operativa intentarán mejorar la protección contra las radiaciones ionizantes en los próximos años.

Así pues con la publicación definitiva de este documento de la ICRP se abrirá una nueva fase de debate, análisis y de incorporación de otras recomendaciones y sugerencias emanadas de otras instancias y organismos interesados que concluirá, en el caso europeo, con una nueva Directiva que conducirá a los Estados a revisar su actual normativa. Un nuevo proceso en el que las Sociedades científicas, como la SEPR tendrán un papel a jugar, como ya lo tuvieron en la fase previa de preparación de las citadas recomendaciones.

### LA SEPR EN UN CONTEXTO SOCIAL CAMBIANTE

La SEPR, que agrupa a un buen número de profesionales del ámbito de la protección radiológica, ha hecho gala, desde sus inicios, de ser algo más que una asociación de profesionales en defensa de sus intereses. En efecto siempre ha actuado con la voluntad de ser una Sociedad científica abierta a los avances del conocimiento científico, y atenta a la evolución de su entorno y a su compromiso social. Gran parte de sus actividades responden a esa aspiración. Por otra parte, los aspectos de participación social a través de los denominados *stakeholders* han sido centro de atención de la SEPR gracias a su participación, junto con otras Sociedades europeas, en sendas reuniones en Salamanca, en Montbéliard (Francia) y próximamente en Oxford (Inglaterra).

Con la voluntad de alcanzar una mejor adaptación a las realidades sociales y a las expectativas de cambios, la SEPR lleva a cabo en estos momentos, un proceso de reflexión y debate para aprobar un Plan Estratégico que ha de definir su posicionamiento y trayectoria a seguir en los próximos años. La relación con la Sociedad y su compromiso de servicio es una de sus principales líneas estratégicas del Plan. Esta línea viene acompañada de un conjunto de objetivos y de actividades que tienen en cuenta las fortalezas y debilidades de la Organización junto con las oportunidades y dificultades que se pueden presentar. Es claro que la variada composición y grado de preparación de los miembros de la SEPR le permite abordar los diversos elementos y retos que configuran la PR de los próximos años.

Con esta mesa redonda concluye un Congreso en el que este último día ha estado particularmente sensible al compromiso social de la PR, tratado en la mesa redonda anterior, y también de la propia SEPR, que es tema de esta mesa redonda. Las presentaciones que seguirán a esta introducción tratarán sobre esa implicación

y posicionamiento social de la propia SEPR a través de diversos campos de actividad relevantes, presentados por personas bien conocidas, que tienen una larga trayectoria en diversos campos de la PR y que han tenido y siguen teniendo un fuerte compromiso con la dirección de la SEPR. En concreto, se trata del área de la salud, de la industria y de la gestión de los residuos radiactivos.

En efecto, la SEPR tiene ante sí retos importantes en consonancia con los cambios que se están produciendo en la propia disciplina de la PR y que, en parte han sido enumerados anteriormente.

Citaremos algunos de ellos:

- Adaptación a los cambios en el paradigma del conocimiento universal basado únicamente en criterios científico-técnicos en todas las prácticas relativas a las radiaciones ionizantes.
- Superar las tentaciones centralizadoras de la SEPR para tener en cuenta las situaciones locales específicas.
- Ampliar la visión sectorial y aislada del riesgo radiológico y la consiguiente práctica profesional de la PR mediante la consideración de dicho riesgo en relación con otros que afectan a los profesionales y al público.
- Preparar a los profesionales de la PR para compartir sus conocimientos con otros agentes sociales.
- Abrir las actividades de la SEPR a otros colectivos o profesionales que puedan compartir su interés y sus

conocimientos en otros campos de actividad.

- Participar junto, con otras entidades y organismos competentes en la materia, en el desarrollo de las normativas de PR de los próximos años.
- Procurar el hacer comprensible a los posibles afectados por los efectos de las radiaciones ionizantes los nuevos criterios que en los próximos años van a ponerse en vigor como consecuencia de las Recomendaciones aprobadas por la ICRP el año 2007.
- Colaborar, junto a otras organizaciones a adoptar un código de conducta de los profesionales de la PR y a explorar caminos de participación social en los procesos que lo requieran.

Así pues, la SEPR, desde su rigor e independencia, deberá transitar por un largo recorrido en el que podrá aplicar con decisión, y eficacia los mejores recursos y experiencia de sus miembros, la atención a los resultados del progreso científico y su compromiso social.

## REFERENCIAS

1. *Radiation Protection in today's world: Towards Sustainability*. NEA. OECD2007
2. *Draft recommendations of the international Commission on Radiological Protection*. 12 Jan. 2007
3. X. Ortega *Formación en PR desde el ámbito universitario*. Radioprotección Vol. XIV. 2007



## MR4 1

# LA SERP ANTE EL PROCESO DE INCORPORACIÓN DEL PACIENTE EN LA TOMA DE DECISIONES DE LOS PROCEDIMIENTOS MÉDICOS CON RADIACIONES IONIZANTES QUE LE CONCIERNEN

L. Arranz

*Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica. Hospital Universitario Ramón y Cajal.*

## EL PACIENTE COMO EJE DEL SISTEMA SANITARIO DEL SIGLO XXI

Estamos asistiendo a un cambio social muy importante en Sanidad en el que el principio de beneficencia

paternalista está siendo sustituido por actitudes más autonomistas, cimentadas en el respeto de las ideas y valores de los pacientes. Ha crecido el valor de la libertad como derecho fundamental del ser humano y, como consecuencia, el ciudadano/ paciente se con-



vierte en el eje legitimador y esencial del sistema sanitario.

Se trata de una nueva situación en la que todos los profesionales implicados y usuarios han de comprometerse y trabajar conjuntamente, tanto para promover la salud, como para procurar un uso adecuado de los recursos del sistema sanitario. Este cambio de rol de los pacientes ha venido acompañado de un mayor nivel de exigencia de los ciudadanos no siempre sencillo de manejar. Estas circunstancias condicionan, por una parte, a los profesionales de la salud a ejercer su profesión en una situación de incertidumbre y complejidad creciente y, por otra, a los ciudadanos a comprometerse en la autorresponsabilización de su salud.

La incorporación del paciente como agente activo en la toma de decisiones de los procedimientos médicos que le conciernen requiere nuevos modelos de relación capaces de superar el paternalismo/directivo e impositivo del paradigma que ha venido funcionando desde los inicios de la medicina, e incorporar modelos de relación deliberativos en el que se intenta persuadir, no imponer, a partir de una información objetiva y honesta.

## LOS PROCESOS DE INFORMACIÓN Y COMUNICACIÓN

Ofrecer información abre las puertas a la comunicación. El paciente debe incorporarse como agente activo a la toma de decisiones de los procedimientos con radiaciones ionizantes que le conciernen (y en particular de la protección radiológica), junto con el resto de partes implicadas (médicos prescriptores, médicos especialistas responsables de los procedimientos, físicos responsables de la calidad de los equipos y de la radioprotección, etc.), porque ello fomentará un grado de confianza, así como una cultura de compromiso de los grupos interesados (*stakeholders*), siempre que se realice desde un verdadero diálogo participativo.

Comunicar riesgos presenta una complicación para el profesional. Y comunicar riesgos relativos a las radiaciones ionizantes es una complicación añadida dada la connotación casi “esotérica” del tema por la percepción del riesgo ante lo nuclear, los residuos radiactivos y los accidentes radiológicos. En este “feedback” con el paciente, tenemos en contra:

- Una terminología física y clínica específica y compleja
- Dificultad de comprensión del modelo que representa la relación que existe entre la exposición a las radiaciones ionizantes y sus efectos en todo el rango de

dosis (relación lineal sin umbral) en el que no existe unanimidad en la comunidad científica

- Dificil comprensión del sistema ALARA y del concepto del límite de dosis (su variabilidad a lo largo del tiempo genera desconfianza)
- Unos fundamentos biológicos complejos y llenos de incertidumbres

Sin embargo, tenemos a nuestro favor:

- El buen conocimiento del tema de los efectos a diferencia de otros más de mil agentes descritos de los que apenas nada se sabe o se conoce mucho menos.
- La radiación ionizante es uno de los carcinógenos mejor conocidos y más estudiados en nuestro entorno general.
- Los pacientes aceptan bastante bien el uso de las radiaciones ionizantes para su diagnóstico o terapia e incluso algunos (o sus familiares) lo demandan, por conocer sus beneficios reales en su salud.
- Mucha información se puede conseguir por Internet, aunque se debe tratar con la debida prudencia porque puede generar falsas expectativas de curación ante una reciente novedad o descubrimiento o temores injustificados por una manipulación de la información científica.

La relación que se debe establecer entre el médico y el paciente comporta un proceso de comunicación sobre diversos aspectos, ya que este último desea conocer la justificación, la relación riesgo-beneficio de los procedimientos y las diferentes opciones de diagnóstico o tratamiento disponibles, solicitar una segunda opinión, opinar sobre la calidad de los servicios y el trato recibido, afrontar las secuelas de los efectos secundarios o de los riesgos asumidos, etc. Este proceso de comunicación, si es transparente, debe asegurar al paciente una satisfacción de sus necesidades y preocupaciones y una garantía de poder elegir libremente la decisión más adecuada.

En casos más graves, como los tratamientos del cáncer con radiaciones ionizantes, es recomendable que el médico además de establecer una comunicación “transparente” con el paciente lo hay también con su propia familia para evitar contradicciones o “segundos” mensajes que puedan generar desconfianza.

Desde el punto de vista bioético, lo importante es el que el paciente disponga, aunque a veces sea con un cierto deterioro científico, de aquellos conocimientos esenciales para que pueda, con libertad, tomar o asumir una decisión.



## EL PAPEL DE LAS SOCIEDADES CIENTÍFICAS

Los medios de comunicación social (prensa escrita, radio, televisión, Internet) tienen una gran responsabilidad en ofrecer una información veraz porque tienen la capacidad de poder influir en la población sobre temas de salud y, en consecuencia, pueden modificar sus actitudes y sus hábitos. Pero su responsabilidad es solamente informar. En este sentido las Sociedades científicas tienen un papel importante de cara a la opinión pública pues pueden y deben complementar dicha información con una base fidedigna e “inteligible” para que sus criterios sean aceptados por la población.

Pero para ganar el reconocimiento y la confianza del paciente, la información basta. Se deben buscar los canales para lograr una comunicación completa y suficiente entre él y los profesionales sanitarios implicados (médicos prescriptores, médicos responsables de los procedimientos diagnósticos o terapéuticos, físicos responsables de la radioprotección, técnicos operadores, etc.).

Por ello las sociedades científicas y organismos implicados deben potenciar programas de formación específica en materia de comunicación dirigidos a todos los profesionales que intervienen en los procesos asistenciales con radiaciones ionizantes ya que los temas que atañen

a la salud son de gran sensibilidad social y deben ser abordados con todo el rigor y transparencia posible de acuerdo con las demandas de la población, por una parte, y con la evidencia científica demostrable, por otra.

La correcta comunicación con el paciente debe asegurar su confianza en el proceso diagnóstico o terapéutico con radiaciones ionizantes y su implicación en dicha estrategia debe quedar implícita en el consentimiento final del proceso: El consentimiento informado.

Como conclusión, todas las partes interesadas deben comprometerse:

- Los pacientes, en la responsabilidad en el cuidado de su salud.
- Los profesionales, a abordar la información y la comunicación como un deber para el que deben estar preparados.
- Las Sociedades científicas y organismos implicados, a informar a la sociedad, formar adecuadamente a los especialistas, controlar los procesos de calidad y seguridad de las instalaciones radiactivas del sistema sanitario y garantizar la calidad de los resultados alcanzados a favor del restablecimiento de la salud del paciente.



MR4 2

## EL PAPEL DE LA SEPR FRENTE AL PÚBLICO Y LOS TRABAJADORES DE LA INDUSTRIA NUCLEAR COMO GRUPOS INTERESADOS EN LA OPERACIÓN DE LAS CENTRALES NUCLEARES

P. Carmena

*Control de Operación de centrales nucleares de ENDESA Generación*

### LOS GRUPOS INTERESADOS EN LA INDUSTRIA NUCLEAR

La operación de centrales nucleares es una actividad industrial, que tiene como objetivo la producción de energía eléctrica. Actualmente existen en nuestro país ocho grupos nucleares que vienen produciendo de media el

20% de la energía eléctrica que se consume. Sobre esta base, esta actividad no debería tener más connotaciones. Sin embargo, por sus características de gran centro de producción, con más de 10.000 empleos directos y 20.000 empleos indirectos para el conjunto del parque nuclear español, estas instalaciones tienen un impacto



económico, social y laboral significativo en su entorno. Además, y esto es la característica que nos afecta en la SEPR, el proceso de producción de energía genera una importante cantidad de radioisótopos (hay del orden de 109 Bequerelios en el núcleo de un reactor nuclear). El establecimiento de las barreras adecuadas para asegurar el confinamiento de este inventario de productos radiactivos es el fin último de la seguridad nuclear, y la minimización de los efectos de estos radioisótopos, tanto para los trabajadores como para el público, el objetivo de la protección radiológica.

La combinación de ambas características: gran impacto social y potencial gran impacto radiológico, hacen que desde el principio de su construcción y posterior operación, la **población del entorno** de estas instalaciones hayan sido colectivos que han demandado información y participación en la toma de decisiones relacionadas con las mismas. Por otra parte, los trabajadores que intervienen en las operaciones con riesgo de interacción con las radiaciones ionizantes (**personal profesionalmente expuesto**) también son otro colectivo que precisa una información/formación específica.

Como en los demás sectores, esta demanda de información y participación se hace cada vez mayor, en parte por la creciente significación del “individuo” y por el espectacular desarrollo de los medios de comunicación.

## LOS PROCESOS DE INFORMACIÓN Y COMUNICACIÓN

La información a la población es una actividad prioritaria en la política de comunicación de las centrales nucleares. Prácticamente todas las centrales disponen de Centros de Información donde acogen visitas de grupos y editan publicaciones periódicas (revistas, hojas informativas, etc.) en las que ofrecen noticias sobre las actividades que se realizan en las centrales (paradas, modificaciones importantes, etc.). Adicionalmente existe un organismo a nivel nacional, que es el Foro Nuclear que colabora con la difusión de esta información en ámbitos menos locales que los de las propias centrales nucleares. También se procuran mantener relaciones fluidas con las autoridades locales, y mantenerles informados de todas las actuaciones que pudieran tener implicaciones de cualquier tipo en el entorno de las centrales.

El colectivo de trabajadores expuestos tiene una característica diferente. Por lo pronto se trata de trabajadores, en general con un alto grado de cualificación, y que no solo tienen que protegerse de las radiaciones ionizantes, sino que tienen que evitar, con su actividad que estas escapen de las barreras que por diseño las confinan y

afecten a otros trabajadores o al entorno de la central. Por ello la legislación identifica a los trabajadores susceptibles de recibir algún tipo de radiación ionizante como “profesionalmente expuestos” y exige, aparte de una aptitud médica y un control dosimétrico para valorar objetivamente los riesgos propios que se pudieran incurrir, una formación específica en temas de protección radiológica, que va subiendo de nivel en función de la responsabilidad de los trabajadores. Así pues no se trata ya tanto de comunicación, sino de formación. Adicionalmente a esta formación en PR, las centrales hacen campañas de comunicación internas para alinear a su personal, propio y contratado, con los objetivos de la Dirección de la instalación, tanto a nivel de objetivos relacionado con el proceso de producción de energía, como relacionados con la siniestralidad, dosis colectivas, producción de residuos radiactivos y muchos otros temas.

## EL PAPEL DE LAS SOCIEDADES CIENTÍFICAS

Como se puede observar, en el sector nuclear se tiene identificado el mensaje a transmitir en cada caso, la población objetivo y se dedican recursos a este tema. Sin embargo, se es consciente que el mensaje muchas veces no llega a sus destinatarios. Es cierto que en el entorno de las grandes instalaciones nucleares no hay un rechazo generalizado a su actividad, en parte por la riqueza directa que aportan a la región. No obstante un poco más allá de este entorno cercano – donde no llega tan claramente esta riqueza – y en la sociedad en general, lo cierto es que hay una actitud de partida de desconfianza respecto a este tipo de instalaciones y su impacto en el medio ambiente. Son conocidos por todas las noticias o reportajes sensacionalistas que atribuyen a la existencia de una central nuclear la aparición de extraños fenómenos sin una base científica, y que tienen bastante crédito en la sociedad. Las Sociedades científicas, y en especial la Sociedad Española de PR debería trabajar en la desmitificación de estas pseudo teorías cuando aparezcan y desde su posición de independencia y autoridad científica, servir de árbitro cara a la sociedad sobre estos hechos.

Otra tarea que puede encomendársele, y que representaría un beneficio para todos los sectores que tienen relación con las radiaciones ionizantes, es la familiarización de la sociedad con este fenómeno físico. Efectivamente, la multiplicación de los usos de la energía nuclear y las aplicaciones de los radionucleidos solo ha conseguido poner al servicio de la humanidad solo un fenómeno físico que se puede considerar natural. Mediciones pre-

cisas de la radiactividad ambiental nos indican que esta tiene amplias variaciones en función de la configuración del suelo o las condiciones meteorológicas. La sociedad debería conocer que estas variaciones no implican riesgos inasumibles para cada individuo y que al igual que la temperatura, la humedad o la concentración de polen, la radiación natural varía. Así cuando se diga que una actividad ha implicado una dosis de 3  $\mu\text{Sv/h}$  esta magnitud se vea en el contexto adecuado y se sea capaz de evaluar el riesgo adicional que esto implica. Para ello la SEPR, en colaboración con los organismos que corresponda, debería conseguir que la tasa de dosis ambiental fuese, por ejemplo, un parámetro ambiental más a informar en la información meteorológica de los telediarios.

En el caso del colectivo de trabajadores de las centrales nucleares la SEPR puede colaborar, como en otros países lo hacen otras Sociedades científicas, a asegurar la calificación de los centros que imparten la formación a estos profesionales y a suministrar contenido lectivo actualizado estandarizado para su impartición.

Como conclusión, la SEPR en la medida de sus posibilidades, puede comprometerse a:

- Transmitir a la población del entorno de las instalaciones nucleares y a la sociedad en general la información oportuna y pertinente sobre la operación de las instalaciones, de manera que estos actores se sientan partícipes de los procesos de producción.
- Servir de árbitro cuando por algunas de las partes se genera información sesgada y sin base científica.
- Contribuir a hacer de la radiación un fenómeno físico conocido y habitual, de manera que la sociedad tenga una percepción intuitiva de lo que es mucho y de lo que es poco, radiológicamente hablando.
- Formar adecuadamente a los trabajadores que trabajan con radiaciones ionizantes, desde un doble punto de vista: como medida de autoprotección y como medio para evitar la disgregación incontrolada de radioisótopos. Esta formación debe realizarse con contenidos actualizados y con una calidad homogénea y contrastable.



## MR4 3

# EL PAPEL DE LA SEPR EN LOS PROCESOS DE PARTICIPACIÓN PÚBLICA. PARTICULARIZACIÓN AL DESARROLLO DE LOS PLANES NACIONALES DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

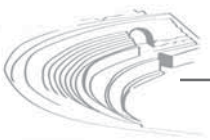
P. Carboneras

*Jefe del Departamento de Seguridad de "ENRESA, Soluciones Ambientales"*

## INTRODUCCIÓN

Pudiera parecer una obviedad decir que las sociedades cambian y que tales cambios deberían ser plenamente tenidos en cuenta por los diversos agentes implicados en los procesos de toma de decisiones relevantes. Quizás sea, efectivamente, una obviedad, pero en todo caso, el planteamiento anterior representa una realidad dinámica, con avances y retrocesos y con "líderes" relativos de unos u otros de los agentes implicados en tales procesos.

En las actuales sociedades desarrolladas y democráticas, parece claro que se han acabado los tiempos en que "alguien", incluso dotado de la necesaria autoridad y legitimidad, podía plantearse decisiones complejas para la sociedad, sin tomar plenamente en consideración a esa sociedad. Uno puede legítimamente plantearse si eso será positivo o negativo, socialmente hablando, pero parece claro que hoy "es así" en muchas áreas y desde luego lo es en aquellos aspectos que resultan sensibles para la sociedad. Y los temas "nucleares y radiológicas"



lo son, porque se les asocia con la salud y el buen estado del medio ambiente.

La consideración del público en los procesos de toma de decisión está presente, con formas muy variadas, desde hace muchas décadas, en muchas sociedades desarrolladas y democráticas. No obstante es muy evidente la evolución general experimentada en las últimas décadas, con el avance imparable de la “sociedad de la información” y la progresiva aparición de conceptos más asociados con la “democracia participativa” que con la “representativa”, que es en la que muchas de estas sociedades habían acumulado más experiencia.

Lo anterior ha sido especialmente visible en los temas “nucleares y radiológicos”, en los que todos los agentes implicados han tenido (están teniendo) que desarrollar e incorporar “en tiempo real” las variaciones necesarias en sus comportamientos, para tener en cuenta las nuevas demandas de participación social. En este proceso, los temas relativos a la gestión de los residuos radiactivos han tenido un protagonismo ineludible, y de algún modo, han debido adquirir un cierto papel de “liderazgo”, ante la necesidad imperiosa de que se progresara en la toma de ciertas decisiones para poder avanzar en el desarrollo de los programas nacionales de gestión.

En esta ocasión, más allá de ofrecer alguna información objetiva sobre esta temática de alcance internacional y nacional, me propongo ofrecer una serie de reflexiones puramente personales sobre el tema planteado, que faciliten el ulterior debate.

### **APUNTES SOBRE DESARROLLOS ESPECÍFICOS RELEVANTES EN LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS.**

En el área de la gestión de los residuos radiactivos, se identificó desde muy pronto que era ineludible la consideración debida de la opinión pública. No obstante el modo de hacerlo ha ido variando con los años, en el mismo sentido que ha ido variando el marco general de participación pública en los procesos de toma de decisión, como parte de la “dinámica” descrita en el punto anterior. Y el progreso, naturalmente, no ha sido “lineal”.

A mi modo de ver, el protagonismo básico en este campo ha correspondido a la NEA-OECD, y muy en concreto a su “Comité para la Gestión de los Residuos Radiactivos” (RWMC), por la simple razón de que era el foro más avanzado de debate en cuanto al desarrollo de los programas nacionales de gestión de los residuos radiactivos y consiguientemente identificó, antes que otros, tal necesidad. Muchos de sus desarrollos de las

últimas dos décadas y en particular, los tres “foros de debate” organizados en la ciudad de Willingen (Suiza) han marcado la pauta en la identificación del problema, el análisis de sus implicaciones y el diseño de métodos de trabajo y de pautas de actuación que pudieran permitir el avance en el desarrollo de los programas nacionales en el nuevo contexto.

La Comisión Europea también ha sido activa en este campo, con diversas iniciativas en los últimos años de variada orientación y alcance. Quizás no obstante sean más relevantes sus desarrollos en el ámbito general de la participación del público y de sus derechos reconocidos a ello, que los específicos en el campo de la gestión de los residuos radiactivos.

Ello no obstante, se desea destacar aquí la iniciativa COWAM (Community Waste Management), de dimensión europea, que nació para ayudar en los procesos de toma de decisión respecto de la disponibilidad de emplazamientos para el desarrollo de las actividades de gestión segura de los residuos radiactivos. En su planteamiento se tuvieron en cuenta los resultados de las iniciativas previas de la NEA-OECD, con sus reuniones técnicas de Willingen.

En este contexto se ha ubicado el proyecto COWAM-España, cuyo objetivo ha sido desarrollar una metodología específica aplicable en nuestro país, teniendo en cuenta nuestro marco institucional y social propio. El proyecto ha sido conducido por la Asociación de municipios con Centrales Nucleares (AMAC) y en su desarrollo han participado responsables municipales, técnicos de diversas administraciones autonómicas, sociólogos, profesores universitarios, juristas y expertos del CSN y de ENRESA.

El proyecto COWAM-España se planteó los siguientes objetivos, a los que, presumiblemente, espera haber dado una respuesta en su informe final, editado en 2005 y accesible a los diversos agentes implicados en futuros procesos<sup>(1)</sup>:

- Planteamiento general de la problemática.
- Definición de los diversos “agentes” intervinientes a nivel nacional.
- Evaluación del papel actual de los “agentes” locales y su potencial futuro.
- Implicaciones de la toma de decisiones en las políticas locales y nacionales.
- Definición de las variables que intervienen en los procesos de toma de decisión.
- Definición del proceso de toma de decisiones, paso a paso.

- Análisis de casos ilustrativos, pasados y presentes.
- Identificación de los aspectos que garantizan la calidad del proceso.
- Identificación exhaustiva de la legislación y la normativa aplicable.
- Conexión plena con COWAM-Europa.

Aunque no pretendo entrar en detalle alguno sobre el modo en que el proyecto cumplió esos objetivos, creo oportuno indicar aquí los aspectos que el proyecto identificó para que se pudiera garantizar la calidad del proceso de toma de decisiones (es decir, presumiblemente, para que este finalizara con éxito):

- Apertura, participación y transparencia.
- Robustez social; apoyo público; legitimidad.
- Progreso por fases o pasos.
- Reversibilidad y recuperabilidad. Flexibilidad de cara al futuro.
- Control local.
- Garantía de seguridad y salubridad. Papel de los reguladores.
- Coherencia a nivel nacional.
- Responsabilidad.
- Capacidad para interlocución y diálogo en el caso del síndrome NIMBY (No en mi patio trasero).
- Competencia social.
- Credibilidad. Fiabilidad.
- Proceso interactivo.
- Asesoramiento independiente de expertos.
- Impactos a largo plazo.
- Cobertura de costes del proceso.

Sin entrar en una valoración de cada uno de ellos, es importante destacar su importancia y representatividad como indicadores de los puntos de vista de agentes significativos en futuros procesos de toma de decisión. Asimismo es relevante destacar que colectivos como el que representa la SEPR, puede tener un papel destacado a jugar en varios de los aspectos señalados.

## ALGUNAS IDEAS Y REFLEXIONES PERSONALES HACIA EL FUTURO

De forma general, ofrezco para el debate las siguientes reflexiones:

- Considero esencial que en cualquier de estos procesos se distinga de forma clara entre los agentes que participan en el debate sobre la decisión y los que tienen la responsabilidad de tomar las decisiones y de aplicarlas. No estoy seguro que esta distinción esté siendo suficientemente clara en muchos casos.
- Considero asimismo básico, que cada “agente” impli-

cado se ciña a hacer su “papel”, y que se mantenga una diferenciación suficientemente clara entre los aspectos “científico-técnicos” y los “sociales”. Hay que evitar que los puntos de vista del público influyan de forma directa varias veces y que “contaminen” fases del proceso de forma tan innecesaria como metodológicamente incorrecta. Los profesionales de la PR tienen que reflexionar sobre este aspecto particular.

- Me parece claro que los “modos de hacer” en estos procesos deben adaptarse al marco social concreto en el que se ubican. El nivel de desarrollo de una sociedad, su estructura y sus “culturas” (muchas veces “intangibles”), deben ser factores básicos para esa adaptación. ¡No es adecuada la simple importación de métodos de otros!
- Me parece igualmente esencial que la participación de los diversos “agentes” lo sea desde el principio del proceso y que se definan, de forma común, las “reglas del juego” que van a regir el proceso.
- Y naturalmente, siempre será relevante el papel que jueguen los “medios de comunicación”. Su aproximación objetiva a los temas en debate, su disposición a recabar la opinión de los diversos “agentes” implicados y la formación de sus especialistas son siempre factores a considerar.

Igualmente ofrezco mis reflexiones en el tema específico de la gestión de los residuos radiactivos:

- Por varias razones no coincido, en absoluto, con la estrecha relación mantenida por muchos, entre el desarrollo de la energía nuclear y el “problema” de los residuos radiactivos. Creo que la realidad del mundo de hoy nos muestra múltiples casos que avalan mi parecer, y creo que ambos temas sólo coinciden en sus dificultades “sociales”, pero que el desarrollo de la energía nuclear tiene otras connotaciones energéticas y económicas mucho más significativas.
- Muchas de las dificultades “científico-técnicas” a las que se enfrenta hoy la gestión final segura de ciertos residuos radiactivos, están estrechamente vinculadas a planteamientos inadecuados respecto de las preguntas que se deben responder para garantizar dicha seguridad. La sociedad actual no se está haciendo las mismas preguntas para muchos otros temas con el mismo o mayor potencial de que le afecten.
- En este campo, es ineludible la armonización internacional para ofrecer “actitudes consensuadas” ante aspectos que no pueden tener respuesta objetiva en el contexto humano (me refiero a las de futuro lejano).
- Y naturalmente, como un buen amigo me dice frecuen-



temente, siempre es más difícil de aceptar la “pocilga” que el “jamón”. Por esta razón, es necesario identificar la gestión segura de los residuos radiactivos como una actuación responsable y necesaria en un marco de coherencia, y por qué no, como una “oportunidad” para el desarrollo de una comarca.

### **CONCLUSIONES Y SUGERENCIAS PARA LOS PROFESIONALES DE LA SEPR.**

La principal conclusión sería que se debe asumir la nueva realidad social y prepararse para llevar a cabo las actuaciones profesionales en el nuevo contexto. Ello obliga, sin duda, a reforzar el rigor técnico y científico en las actuaciones y a aceptar que estas se lleven a cabo en un marco de mayor apertura y transparencia.

En el sentido indicado, resulta sin duda apropiado el “Código Deontológico” suscrito por la SEPR en el marco de IRPA, y parece conveniente el desarrollo de unas “Guías de Comportamiento” (prefiero este concepto al

de “Código de Conducta”), para la participación de los profesionales de la PR en los foros de diálogo público.

La SEPR debería reforzar su presencia en los foros abiertos de debate sobre temas que le competen y promover y contribuir a la divulgación del conocimiento de estas materias.

La SEPR podría convertirse en una “referencia natural” para otros grupos interesados (stakeholders) y de modo particular, ser un foro habitual de consulta de las Autoridades (estatales, autonómicas y locales).

La SEPR debe mantener y aún reforzar su presencia en los foros y organismos internacionales relevantes en la materia y promover su participación activa en los procesos institucionales de debate, incluyendo los desarrollos reglamentarios pertinentes.

### **REFERENCIAS**

1. La Gestión Democrática de los Residuos Radiactivos Programa COWAM España ([www.amac.es](http://www.amac.es))



# INDICE DE AUTORES

<b>A</b>		<b>POENCIA</b>					
<b>AUTOR</b>							
AGRAMUNT, S.	ARR-32	BARQUINERO, J.F.	APRP-14	CALVO, J.L.	AASFDPR-49	CORDÓN, E.	APRO-30
AGÜERO, A.	APRPMA-74	BARRIOS, L.	AEBRE-19	CALVO, J.L.	AASFDPR-50	CORREA, C.	AASFDPR-15
AGÜERO, A.	APRPMA-75	BARRIOS, L.	AEBRE-33	CALVO, J.L.	APRPMA-51	CORREA, C.	ADMIR-16
AGÜERO, A.	APRPMA-80	BARRIOS, L.	APRP-13	CALZADO, A.	APRP-64	CORREA, C.	ADMIR-25
AGULLA, M.	APRP-104	BARRIOS, L.	APRP-14	CALZADO, A.	APRP-65	CORREA, C.	APRPMA-73
ALABAU, J.	MR3-3	BARRIOS, LL.	AEBRE-12	CAMACHO, A.	APRMA-52	CORREA, E.	ADMIR-58
ALCAIDE, E.	ADMIR-16	BARRIOS, LL.	AEBRE-20	CAMPAYO, J.M.	APRP-66	CORREA, E.	APRPMA-59
ALEGRÍA, N.	APRMA-18	BATALLA, E.	APRPMA-92	CANCIO, D.	APRPMA-77	CORREDOIRA, E.	APRO-36
ALMONACID, M.	AEBRE-12	BEJARANO, G.	ARR-47	CANCIO, D.	APRPMA-80	CORREDOIRA, E.	APRO-43
ALMONACID, M.	AEBRE-20	BENAVENTE, M <sup>a</sup> A.	APRPMA-79	CANCIO, D.	APRPMA-87	CORTÉS, G.	ADMIR-107
ALONSO, M.	APRO-2	BENAVIDES, J.	AASFDPR-34	CANELLAS, M.	APRO-103	COSTAS, M.	APRO-6
ALONSO, M.	APRP-108	BENITO, C.	ADMIR-38	CAPARRÓS, G.	APRO-1	Craven-Bartle, J.	APRP-13
ÁLVAREZ, D.	APRP-108	BENKHALED, L.	AEBRE-19	CARALT, A.R. DE	APRPMA-92	Craven-Bartle, J.	APRP-14
ANIES, J.	APRO-6	BENKHALED, L.	AEBRE-33	CARBALLO, F.	MR2-4		
ANIÉS, J.	APRNI-55	BEZARES, M.	APRP-22	CARRASCO, P.	ARR-32		
ANTOLÍN, E.	AASFDPR-96	BLANCH, P.	ADMIR-107	CARRERA, F.	APRO-2	<b>D</b>	<b>AUTOR</b>
ARGÜESO, M.J.	APRO-6	BLANES, A.	APRP-22	CARRERA, F.	APRP-22		<b>POENCIA</b>
ARRANZ, L.	AASFDPR-96	BOLIVAR, J.P.	APRPMA-99	CARRERA, F.	APRPMA-21	DELGADO, A.	ADMIR-72
ARRANZ, L.	ANRPR-97	BOLÍVAR, J.P.	APRPMA-100	CARRERA, J.	APRO-4	DELGADO, A.	ADMIR-85
		BOLÍVAR, J.P.	APRPMA-101	CASAL, E.	APRP-22	DELGADO, A.	ADMIR-86
		BOLÍVAR, J.P.	ARR-98	CASTAÑEDA, M.J.	APRP-108	DELGADO, A.	ADMIR-95
		BROSED, A.	ADMIR-67	CASTAÑO, C.	APRO-35	DELGADO, O.	APRO-5
		BROSED, A.	APRO-69	CASTELL, C.	APRO-4	DEVESA, R.	APRMA-52
		BURGOS GARCÍA, D.	ADMIR-61	CATALÁN, A.	APRMA-102	DIAZ, J.	APRO-5
		BURGOS, D.	ADMIR-58	CEBIÁN, D.	APRPMA-41	DIEGO, L. DE	AASFDPR-28
				CHEVALIER, M.	APRP-62	DIEGO, L. DE	AASFDPR-76
				CHEVALIER, M.	APRP-63	DOMÍNGUEZ-HIDALGO, J.	APRPMA-101
				CID, M.A.	APRNI-10	DONAIRE, I.	ADMIR-90
				COLL, A.	APRO-30	DUCH, M.A.	APRPMA-39
				COLLANTES, M.	APRO-81	DUCH, M.A.	APRPMA-40
				CONLES, I.	APRP-108	DVORZHAK, A.	APRPMA-37
				CONTE, C.	APRPMA-92		
				CORBACHO, J.A.	APRPMA-77	<b>E</b>	<b>AUTOR</b>
				CORBACHO, J.A.	APRPMA-87		<b>POENCIA</b>
				CÓRDOBA, D.	AASFDPR-96	ECAY, M.	APRO-81
						ESCUDERO, R.	AASFDPR-3

**AASFDPR**

ADMIR

AEBRE

ANRPR

APRNI

APRO

APRP

APRPMA

ARR

MR1

MR2

MR3

Área de Aspectos Sociales, Formación y Difusión en Protección Radiológica

Área de Dosimetría, Metrología e Instrumentación de la Radiación

Área de Efectos Biológicos de las Radiaciones. Epidemiología

Área de Normativa y Regulación de la Protección Radiológica

Área de Protección ante las Radiaciones No Ionizantes

Área de Protección Radiológica Operacional

Área de Protección Radiológica de los Pacientes

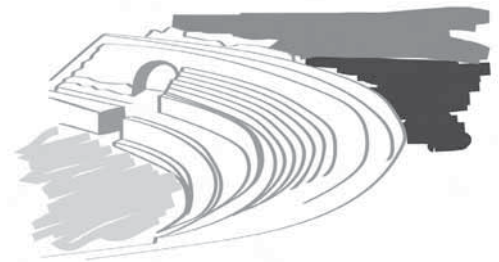
Área de Protección Radiológica del Público y del Medio Ambiente

Área de Residuos Radiactivos

Mesa Redonda 1

Mesa Redonda 2

Mesa Redonda 3





ESPAÑA, M. *MR1-3*  
 ESPAÑA, M.L. *APRP-22*  
 ESPINOZA, A. *APRO-5*  
 EUDALDO, T. *ARR-32*

**F**  
**AUTOR** **PONENCIA**

FALCÓN, S. *AASFDPR-76*  
 FELIPE, A. *APRO-42*  
 FERNÁNDEZ, B. *APRP-22*  
 FERNÁNDEZ, J. *APRO-30*  
 FERNÁNDEZ, J.C. *APRMA-102*  
 FERNÁNDEZ, J.M. *ADMIR-27*  
 FERNÁNDEZ, J.M. *APRO-57*  
 FERNÁNDEZ, M. *APRP-104*  
 FERNÁNDEZ, M. *APRP-45*  
 FERRER, N. *AASFDPR-96*  
 FERRER, S. *AEBRE-20*  
 FLORIANO, A. *APRO-57*  
 FRANCO, P. *APRO-2*  
 FUENTES, L. *AASFDPR-15*  
 FUENTES, L. *ADMIR-16*

**G**  
**AUTOR** **PONENCIA**

GALLARDO, S. *ADMIR-53*  
 GALLEGU, A. *MR3-3*  
 GALLEGU, E. *AASFDPR-96*  
 GALLEGU, E. *ADMIR-88*  
 GALLEGU, E. *ADMIR-90*  
 GALLEGU, E. *APRPMA-89*  
 GARCÍA LORENTE, A. *AASFDPR-96*  
 GARCÍA, A. *APRO-103*  
 GARCÍA, F. *ADMIR-25*  
 GARCÍA, J.A. *ADMIR-17*  
 GARCÍA, M. *APRPMA-73*  
 GARCÍA, V.J. *APRNI-10*  
 GARCÍA-BERMEJO, R. *ARR-105*  
 GARCÍA-MULAS, C. *ADMIR-67*  
 GARCÍA-TENORIO, R. *APRPMA-100*

GARCÍA-TENORIO, R. *APRPMA-99*  
 GARCÍA-TENORIO, R. *ARR-98*  
 GARCÍA-TORAÑO, E. *MR3-2*  
 GARRASTACHU, P. *APRO-81*  
 GENESCÀ, A. *AEBRE-60*  
 GIMENO, V. *APRO-8*  
 GINJAUME, M. *APRO-35*  
 GINJAUME, M. *APRO-69*  
 GINJAUME, M. *APRPMA-40*  
 GINJAUME, M. *MR3-4*  
 GÓMEZ HORNILLOS, M.B. *ADMIR-107*

GÓMEZ, A. *MR3-3*  
 GÓMEZ, C. *APRPMA-40*  
 GÓMEZ, C. *APRPMA-79*  
 GÓMEZ, G. *APRP-22*  
 GÓMEZ, P. *APRP-104*  
 GÓMEZ, P. *APRP-44*  
 GÓMEZ-ROS, J.M. *ADMIR-72*  
 GÓMEZ-ROS, J.M. *ADMIR-88*  
 GÓMEZ-ROS, J.M. *APRPMA-80*  
 GONZÁLEZ, A. *APRO-69*  
 GONZÁLEZ, A.M. *ADMIR-67*  
 GONZÁLEZ, J.A. *ADMIR-25*  
 GONZÁLEZ, J.A. *APRPMA-73*  
 GONZÁLEZ, O. *AASFDPR-15*  
 GONZÁLEZ, O. *ADMIR-25*  
 GONZÁLEZ, O. *ARR-24*  
 GONZÁLEZ-LEITÓN, A.M. *APRPMA-40*

GORLYCHEV, V. *ADMIR-107*  
 GRABOLEDA, F. *APRO-31*  
 GRACIA, A. *MR1-2*  
 GUILLÉN, A. *ARR-48*  
 GUILLÉN, J. *APRPMA-87*  
 GULTRESA, J. *APRO-2*  
 GULTRESA, J. *APRO-70*  
 GULTRESA, J. *APRO-71*

**H**  
**AUTOR** **PONENCIA**

HERNÁNDEZ, F. *APRMA-102*

HERNÁNDEZ-ARMAS, J. *APRMA-102*  
 HERNÁNDEZ-BULE, M.L. *APRNI-11*  
 HERNANDO, I. *APRP-104*  
 HERNANDO, M.L. *APRO-2*  
 HERRANZ, M. *ADMIR-46*  
 HERRANZ, M. *APRMA-18*  
 HERRANZ, M. *APRO-106*  
 HERRERO, J. *APRPMA-40*  
 HIDALGO, M<sup>a</sup> M. *APRPMA-79*  
 HIDALGO, O. *APRO-5*  
 HIDALGO, R.M<sup>a</sup>. *AASFDPR-3*  
 HUERGA, C. *APRO-36*  
 HUERGA, C. *APRO-43*

**I**  
**AUTOR** **PONENCIA**

IDOETA, R. *ADMIR-46*

**J**  
**AUTOR** **PONENCIA**

JIMÉNEZ, A. *ADMIR-38*  
 JORNET, N. *ARR-32*  
 JUSTE, B. *ADMIR-53*

**K**  
**AUTOR** **PONENCIA**

KARLSSON, L. *APRMA-102*

**L**  
**AUTOR** **PONENCIA**

LABARTA, T. *APRO-69*  
 LAMELA, B. *APRO-31*  
 LAMELA, B. *ARR-105*  
 LEAL, J. *APRNI-10*  
 LEAL, J. *APRNI-11*  
 LEGARDA, F. *ADMIR-46*  
 LEGARDA, F. *APRMA-18*  
 LEGARDA, F. *APRMA-7*  
 LEGARDA, F. *APRO-106*  
 LEYTON, F. *APRO-5*

LIS, M. *ADMIR-72*  
 LLANSANA, J. *APRO-70*  
 LLANSANA, J. *APRO-71*  
 LLOORCA, N. *MR3-3*  
 LLORENS, M.T. *APRO-6*  
 LLORENTE, C. *AASFDPR-28*  
 LLORENTE, C. *AASFDPR-76*  
 LÓPEZ, C. *ARR-48*  
 LÓPEZ, J. *APRO-6*  
 LÓPEZ, J.A. *ADMIR-17*  
 LÓPEZ, J.A. *ARR-23*  
 LÓPEZ, J.L. *ADMIR-86*  
 LÓPEZ, M. *ADMIR-29*  
 LÓPEZ, M. *APRMA-102*  
 LÓPEZ, M. *APRP-62*  
 LÓPEZ, M. *APRP-63*  
 LÓPEZ, M. *APRP-64*  
 LÓPEZ, M. *APRP-65*  
 LÓPEZ, M.A. *ADMIR-93*  
 LÓPEZ, M.A. *ADMIR-94*  
 LÓPEZ, N. *APRPMA-39*  
 LÓPEZ, P. *APRPMA-79*  
 LÓPEZ-COTO, I. *APRPMA-99*  
 LORENTE, A. *ADMIR-90*  
 LUCAS, M.J. *APRPMA-40*

**M**  
**AUTOR** **PONENCIA**

M.A. CID, *APRNI-11*  
 MACÍAS, M.T. *APRO-78*  
 MACÍAS, M<sup>a</sup>.T. *AASFDPR-3*  
 MAGÁN, M. *APRPMA-89*  
 MANSILLA, S. *APRO-5*  
 MARCHENA, P. *ADMIR-9*  
 MARCO, M. *AASFDPR-28*  
 MARCO, M. *AASFDPR-76*  
 MARIA, S. DE *ADMIR-9*  
 MARIA, S. DE *APRO-42*  
 MARÍA, S. DE *APRPMA-91*  
 MARÍN, B. *APRP-66*

AASFDPR  
 ADMIR  
 AEBRE  
 ANRPR  
 APRNI  
 APRO  
 APRP  
 APRPMA  
 ARR  
 MR1  
 MR2  
 MR3

Área de Aspectos Sociales, Formación y Difusión en Protección Radiológica  
 Área de Dosimetría, Metrología e Instrumentación de la Radiación  
 Área de Efectos Biológicos de las Radiaciones. Epidemiología  
 Área de Normativa y Regulación de la Protección Radiológica  
 Área de Protección ante las Radiaciones No Ionizantes  
 Área de Protección Radiológica Operacional  
 Área de Protección Radiológica de los Pacientes  
 Área de Protección Radiológica del Público y del Medio Ambiente  
 Área de Residuos Radiactivos  
 Mesa Redonda 1  
 Mesa Redonda 2  
 Mesa Redonda 3



<b>MARQUÉS, E.</b>	<i>APRP-44</i>	<b>MUÑOZ, J.</b>	<i>APRO-70</i>	<b>PASCUAL, A.</b>	<i>APRP-66</i>	<b>Q</b>	
<b>MARQUÉS, E.</b>	<i>APRP-45</i>	<b>MUÑOZ, J.</b>	<i>APRO-71</i>	<b>PASTOR, S.</b>	<i>APRO-70</i>	<b>AUTOR</b>	<b>PONENCIA</b>
<b>MARTÍ-CLIMENT, J.M.</b>	<i>APRO-81</i>	<b>MUSA, I.</b>	<i>APRO-71</i>	<b>PAZ, J.</b>	<i>APRPMA-21</i>	<b>QUINCOCES, G.</b>	<i>APRO-81</i>
<b>MARTÍN, A.</b>	<i>APRO-69</i>	<b>N</b>		<b>PEÑA, J.J.</b>	<i>AASFDPR-49</i>	<b>R</b>	
<b>MARTÍN, C.</b>	<i>APRP-44</i>	<b>AUTOR</b>	<b>PONENCIA</b>	<b>PEÑA, J.J.</b>	<i>AASFDPR-50</i>	<b>AUTOR</b>	<b>PONENCIA</b>
<b>MARTÍN, C.</b>	<i>APRP-45</i>	<b>NAVARRO, J.F.</b>	<i>ADMIR-93</i>	<b>PEÑUELAS, I.</b>	<i>APRPMA-51</i>	<b>RAFECAS, I.</b>	<i>ADMIR-38</i>
<b>MARTÍN, R.</b>	<i>ADMIR-95</i>	<b>NAVARRO, T.</b>	<i>ADMIR-93</i>	<b>PERDICES, I.</b>	<i>ARR-48</i>	<b>RAMOS, M.</b>	<i>AEBRE-20</i>
<b>MARTÍNEZ, D.</b>	<i>ADMIR-27</i>	<b>NAVARRO, T.</b>	<i>ADMIR-95</i>	<b>PÉREZ, A.</b>	<i>ADMIR-83</i>	<b>RASCÓN, J.</b>	<i>APRO-1</i>
<b>MARTÍNEZ, D.</b>	<i>APRO-57</i>	<b>NAVARRO-SABATÉ, A.</b>	<i>ADMIR-38</i>	<b>PÉREZ, A.</b>	<i>APRO-82</i>	<b>REAL, A.</b>	<i>APRPMA-41</i>
<b>MARTÍNEZ, M.A.</b>	<i>APRNI-10</i>	<b>NÚÑEZ, L.</b>	<i>APRO-103</i>	<b>PÉREZ, A.</b>	<i>APRO-84</i>	<b>REAL, A.</b>	<i>APRPMA-80</i>
<b>MARTÍNEZ, M.A.</b>	<i>APRNI-11</i>	<b>NÚÑEZ-LAGOS, R.</b>	<i>APRO-106</i>	<b>PÉREZ, C.</b>	<i>APRO-106</i>	<b>REQUEJO, C.</b>	<i>APRO-78</i>
<b>MARUGÁN, I.</b>	<i>APRPMA-40</i>	<b>O</b>		<b>PÉREZ, C.</b>	<i>APRO-84</i>	<b>RIBAS, M.</b>	<i>AEBRE-19</i>
<b>MÁS, J.L.</b>	<i>APRPMA-99</i>	<b>AUTOR</b>	<b>PONENCIA</b>	<b>PÉREZ, C.</b>	<i>APRO-84</i>	<b>RIBAS, M.</b>	<i>AEBRE-33</i>
<b>MATÍA, L.</b>	<i>APRMA-52</i>	<b>ORDIALES, J.M.</b>	<i>ADMIR-27</i>	<b>PÉREZ, J.</b>	<i>AASFDPR-3</i>	<b>RIBAS, M.</b>	<i>AEBRE-60</i>
<b>MAYO, P.</b>	<i>APRP-66</i>	<b>ORDIALES, J.M.</b>	<i>APRO-57</i>	<b>PÉREZ, N.</b>	<i>APRO-5</i>	<b>RIBAS, M.</b>	<i>APRO-35</i>
<b>MÉNDEZ VILLAFANE, R.</b>	<i>APRO-56</i>	<b>ORDIALES, J.M.</b>	<i>APRO-57</i>	<b>PÉREZ, S.</b>	<i>APRO-35</i>	<b>RIBAS, M.</b>	<i>APRP-13</i>
<b>MÉNDEZ, I.</b>	<i>ARR-32</i>	<b>ORDOÑEZ, J.</b>	<i>AASFDPR-96</i>	<b>PÉREZ, S.</b>	<i>ARR-26</i>	<b>RIBAS, M.</b>	<i>APRP-14</i>
<b>MÉNDEZ, R.</b>	<i>MR3-1</i>	<b>ORTEGA, X.</b>	<i>APRMA-52</i>	<b>PÉREZ-SÁNCHEZ, D.</b>	<i>APRPMA-74</i>	<b>RIBAS, M.</b>	<i>ARR-32</i>
<b>MESTRE, V.</b>	<i>MR3-3</i>	<b>ORTEGA, X.</b>	<i>APRO-35</i>	<b>PÉREZ-SÁNCHEZ, D.</b>	<i>APRPMA-75</i>	<b>RIBAS, M.</b>	<i>APRO-103</i>
<b>MESTRES, M.</b>	<i>AEBRE-19</i>	<b>ORTEGA, X.</b>	<i>APRO-69</i>	<b>PERRAMON, A.</b>	<i>APRNI-55</i>	<b>RIBAS, M.</b>	<i>APRO-42</i>
<b>MESTRES, M.</b>	<i>AEBRE-33</i>	<b>ORTEGA, X.</b>	<i>APRPMA-39</i>	<b>PÉRTICA, J.</b>	<i>ARR-48</i>	<b>ROBLES, B.</b>	<i>APRPMA-77</i>
<b>MIÑAMBRES, A.</b>	<i>APRP-108</i>	<b>ORTEGA, X.</b>	<i>MR3-4</i>	<b>PICAZO, T.</b>	<i>APRO-2</i>	<b>ROBLES, B.</b>	<i>APRPMA-80</i>
<b>MIRÓ, R.</b>	<i>ADMIR-53</i>	<b>ORTEGA, X.</b>	<i>ADMIR-83</i>	<b>PINA, R.</b>	<i>APRO-78</i>	<b>ROBLES, B.</b>	<i>APRPMA-87</i>
<b>MIRPURI, E.</b>	<i>AASFDPR-3</i>	<b>ORTIZ, D.</b>	<i>APRO-82</i>	<b>PINILLA, J.L.</b>	<i>AASFDPR-15</i>	<b>ROBLES, B.</b>	<i>APRPMA-91</i>
<b>MONTERO, M.</b>	<i>APRPMA-37</i>	<b>ORTIZ, D.</b>	<i>APRO-84</i>	<b>PINILLA, J.L.</b>	<i>ADMIR-16</i>	<b>ROBLES, B.</b>	<i>ARR-26</i>
<b>MONTES, C.</b>	<i>APRP-44</i>	<b>ORTIZ, D.</b>	<i>ADMIR-17</i>	<b>PINO, C.</b>	<i>ARR-32</i>	<b>ROCAMORA, G.</b>	<i>APRPMA-92</i>
<b>MONTES, C.</b>	<i>APRP-45</i>	<b>ORTIZ, M.T.</b>	<i>AASFDPR-15</i>	<b>PINO, F.M.</b>	<i>ANRPR-68</i>	<b>ROCH, M.</b>	<i>ADMIR-88</i>
<b>MONTORO, A.</b>	<i>AEBRE-12</i>	<b>ORTIZ, T.</b>	<i>ADMIR-25</i>	<b>PLAZA, R.</b>	<i>APRO-36</i>	<b>RODENAS, F.</b>	<i>APRP-66</i>
<b>MONTORO, A.</b>	<i>AEBRE-20</i>	<b>ORTIZ, T.</b>	<i>ARR-23</i>	<b>PLAZA, R.</b>	<i>APRO-43</i>	<b>RODRÍGUEZ, M.</b>	<i>AASFDPR-28</i>
<b>MORA, J.C.</b>	<i>APRO-42</i>	<b>ORTIZ, T.</b>	<i>ARR-24</i>	<b>POBLETE, S.</b>	<i>APRO-5</i>	<b>RODRÍGUEZ, M.</b>	<i>AASFDPR-76</i>
<b>MORA, J.C.</b>	<i>APRPMA-77</i>	<b>ORTIZ, T.</b>	<i>MR2-3</i>	<b>POCH, A.</b>	<i>ADMIR-107</i>	<b>RODRÍGUEZ, P.</b>	<i>AEBRE-20</i>
<b>MORA, J.C.</b>	<i>APRPMA-87</i>	<b>ORTIZ, T.</b>	<i>APRO-5</i>	<b>PRETEL, C.</b>	<i>ADMIR-107</i>	<b>RODRÍGUEZ, R.</b>	<i>ADMIR-85</i>
<b>MORA, J.C.</b>	<i>APRPMA-91</i>	<b>OYARZÚN, C.</b>		<b>PREZADO, Y.</b>	<i>APRP-44</i>	<b>RODRÍGUEZ, R.</b>	<i>ADMIR-86</i>
<b>MORÁN, P.</b>	<i>APRP-62</i>	<b>P</b>		<b>PREZADO, Y.</b>	<i>APRP-45</i>	<b>RODRÍGUEZ, R.</b>	<i>APRPMA-40</i>
<b>MORÁN, P.</b>	<i>APRP-63</i>	<b>AUTOR</b>	<b>PONENCIA</b>	<b>PRIETO, C.</b>	<i>ADMIR-27</i>	<b>ROIG, F.</b>	<i>MR3-3</i>
<b>MORANT, J.J.</b>	<i>APRP-62</i>	<b>PALLEROL, R.</b>	<i>APRO-35</i>	<b>PRIETO, C.</b>	<i>APRO-57</i>	<b>ROIG, M.</b>	<i>APRO-69</i>
<b>MORANT, J.J.</b>	<i>APRP-63</i>	<b>PAMPALONA, J.</b>	<i>AEBRE-60</i>	<b>PRIETO, E.</b>	<i>APRO-81</i>	<b>ROIG, M.</b>	<i>MR3-4</i>
<b>MORANT, J.J.</b>	<i>APRP-64</i>	<b>PARADELL, C.</b>	<i>APRPMA-92</i>	<b>PUJOL, L.</b>	<i>APRPMA-73</i>	<b>ROLDÁN, C.</b>	<i>ANRPR-68</i>
<b>MORANT, J.J.</b>	<i>APRP-65</i>	<b>PARDOS, R.</b>	<i>APRPMA-79</i>	<b>PULIDO-BOSCH, A.</b>	<i>APRPMA-101</i>		
<b>MORCILLO, M.A.</b>	<i>APRPMA-41</i>						
<b>MUNTÉ, A.</b>	<i>ADMIR-38</i>						

AASFDPR  
ADMIR  
AEBRE  
ANRPR  
APRNI  
APRO  
APRP  
APRPMA  
ARR  
MR1  
MR2  
MR3

Área de Aspectos Sociales, Formación y Difusión en Protección Radiológica  
Área de Dosimetría, Metrología e Instrumentación de la Radiación  
Área de Efectos Biológicos de las Radiaciones. Epidemiología  
Área de Normativa y Regulación de la Protección Radiológica  
Área de Protección ante las Radiaciones No Ionizantes  
Área de Protección Radiológica Operacional  
Área de Protección Radiológica de los Pacientes  
Área de Protección Radiológica del Público y del Medio Ambiente  
Área de Residuos Radiactivos  
Mesa Redonda 1  
Mesa Redonda 2  
Mesa Redonda 3

