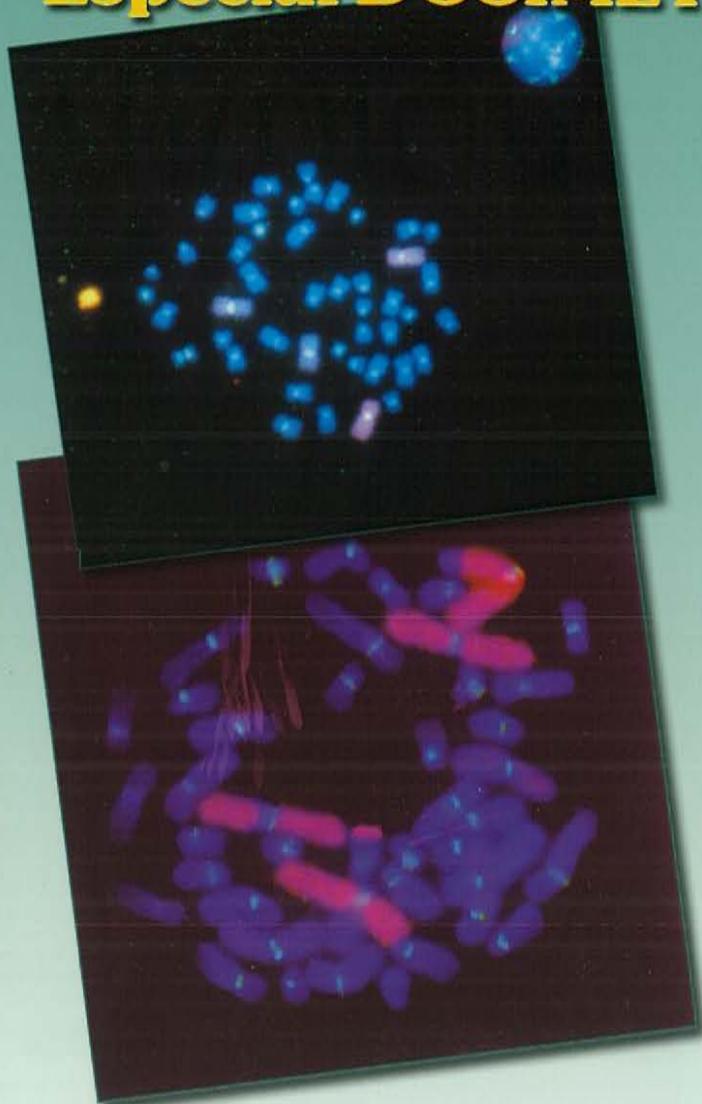


# RADIOPROTECCIÓN

REVISTA DE LA SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA



## Especial DOSIMETRÍA



### ▲ Entrevista:

**Hans Georg Menzel**

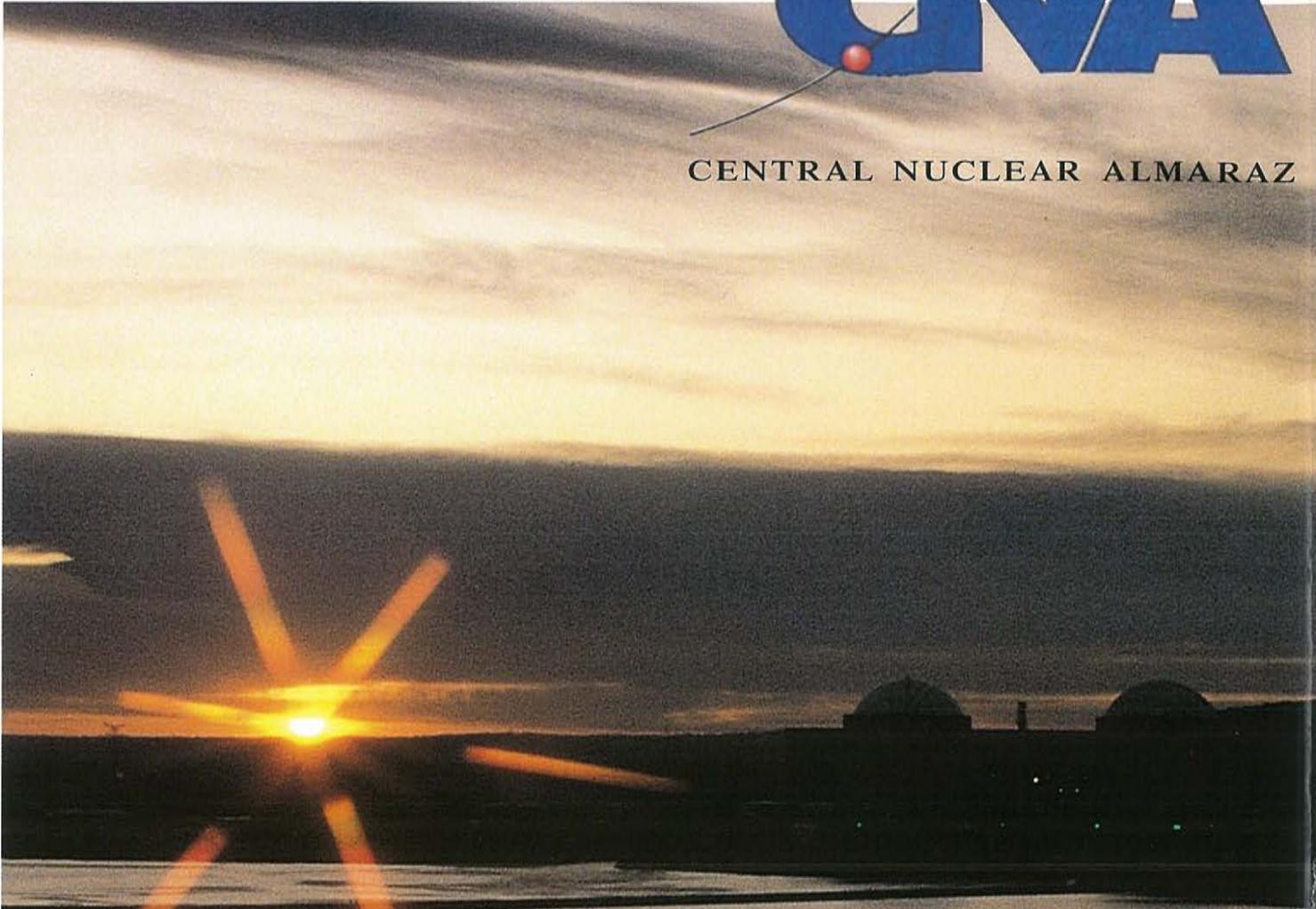
Oficial Científico de la DG XII  
de la Comisión Europea

- ▲ **Dosimetría de Radiaciones:  
Estado Actual y Tendencias  
de Futuro**
- ▲ **Investigación e Innovación  
en Dosimetría de Radiaciones**
- ▲ **El Sistema de Información  
sobre Exposiciones  
Ocupacionales (ISOE)**
- ▲ **Protección Radiológica  
en Radiología Intervencionista**
- ▲ **Implicación de los  
Procedimientos de Dosimetría  
Biológica en Radioprotección**

Nº 22 • Vol. VII • 1999



CENTRAL NUCLEAR ALMARAZ





**SOCIEDAD  
ESPAÑOLA  
DE PROTECCIÓN  
RADIOLÓGICA**

**Secretaría Técnica**

Capitán Haya, 60 - 28020 Madrid  
Tel.: 91 749 95 02 - Fax: 91 749 95 03  
e-mail: edicomplet@medynet.com

**Junta Directiva**

Presidente: *Xavier Ortega*

Vice-presidente: *Ignacio Hernando*

Vice-presidente (Congreso 2000): *Roberto Martín*

Vice-presidente (Asuntos Especiales): *Leopoldo Arranz*

Secretaría: *María Luisa España*

Tesorero: *Pío Carmena*

Vocales: *Juan Manuel Campayo, Antonio Delgado, Antonio López, María Jesús Muñoz, Cristina Núñez de Villavicencio*

**Comisión de Asuntos Institucionales**

*Leopoldo Arranz, David Cancio, Pedro Carboneras, Pío Carmena, Eugenio Gil, Juan José Peña, Montserrat Rivas*

Responsable: *Xavier Ortega*

**Comisión de Actividades Científicas**

*Ignacio Amor, Leopoldo Arranz, Josep Baró, Francisco Fernández Moreno, José Hernández Armas, Jerónimo Iñiguez, J. Carlos Sáez, Ricardo Torres*

Responsable: *Ignacio Hernando*

**Comisión de Normativa**

*Asunción Díez, Manuel Fernández Bordes, Joan Font, Rafael García-Bermejo, Andrés Leal, Pilar López Franco, María Teresa Ortiz*

Responsable: *María Luisa España*

**Comisión de Comunicación y Publicaciones**

*Luis Corpas, José Miguel Fernández, José Gutiérrez, María Teresa Macías, Paloma Marchena, Teresa Navarro, Carlos Prieto, Eduardo Sollet*

Responsable: *Antonio López Romero*

**Comisión de Asuntos Económicos y Financieros**

*Mercedes Bezas, Juan Manuel Campayo, Jesús de Frutos, Marisa Marco, Patricio O'Donell, María Teresa Ortiz, Félix Recio*

Responsable: *Pío Carmena*

# RADIOPROTECCIÓN

REVISTA DE LA SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

**Director:** *Eduardo Sollet*

**Coordinadora:** *Paloma Marchena*

**Comité de Redacción**

*José Miguel Fernández Soto, José Gutiérrez, Antonio López Romero, Teresa Navarro y Matilde Pelegrí*

**Comité Científico**

Coordinador: *José Gutiérrez*

*Josep Baró, Pedro Carboneras, Miguel Carrasco, Felipe Cortés, Antonio Delgado, Eugenio Gil, Ignacio Hernando, Jerónimo Iñiguez, Luis M. Martín Curto, Pedro Ortiz, Vicente Rius, Francisco J. Ruiz Booda, Angeles Sánchez y Luis M. Tobajas*

**Realización y Publicidad:** SENDA EDITORIAL, S.A.

Directora: *Matilde Pelegrí*

Isla de Saipán, 47 - 28035 Madrid

Tel.: 91 373 47 50 - Fax: 91 316 91 77

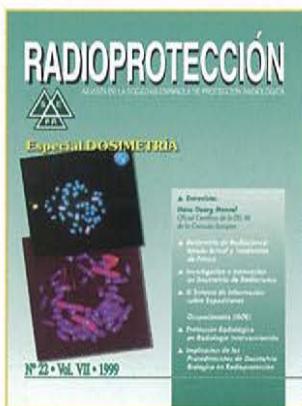
e-mail: senda@sendaeditorial.com

**Imprime:** Neografis, S.L.

**Fotomecánica:** Récord

**Depósito Legal:** 17158

**ISSN:** 1133-1747



## S U M A R I O

• Editorial	<b>3</b>
• Noticias	<b>4</b>
- de la SEPR	4
- de España	65
- del Mundo	66
• Entrevista	<b>7</b>
<i>Hans Georg Menzel</i> Oficial Científico en la DG XII de la Comisión Europea	
• Colaboraciones	<b>14</b>
- Dosimetría de Radiaciones: Estado Actual y Tendencias de Futuro <i>Gunter Dietze</i>	14
- Investigación e Innovación en Dosimetría de Radiaciones <i>Antonio Delgado</i>	23
- El Sistema de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (ISOE) <i>Pío Carmena y Teresa Labarta</i>	39
- Protección Radiológica en Radiología Intervencionista <i>Rafael Ruiz-Cruces, Eliseo Vaño, José Hernández Armas, Luciano González, Francisco Díaz Romero y Antonio Díez de los Ríos</i>	47
- Implicación de los Procedimientos de Dosimetría Biológica en Radioprotección. <i>Mercedes Moreno Domene, M<sup>º</sup> Jesús Prieto Rodríguez, Marina Gómez Espí, Rafael Herranz Crespo y Pilar Olivares Muñoz</i>	58
• Publicaciones	<b>70</b>
• Convocatorias	<b>71</b>

La revista de la SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA es una publicación técnica y plural que puede coincidir con las opiniones de los que en ella colaboran, aunque no las comparte necesariamente.

RADIOPROTECCIÓN • Nº 22 Vol VII 1999

*Una empresa líder  
por sus resultados en  
Protección Radiológica*



**TRILLO 1,  
CENTRAL NUCLEAR  
NATURAL**

C.N. TRILLO I Plaza Carlos Trías Bertrán, 7 - 7<sup>a</sup>. 28020 MADRID  
[http://: www.cntrillo.es](http://www.cntrillo.es)



# Editorial

La aparición de este número especial de la revista *RADIOPROTECCIÓN* cumple con el deseo expresado por los socios de la SEPR que, en su día, respondieron a una consulta formulada por la Junta Directiva. Se trataba de buscar nuevas fórmulas para el desarrollo de nuestra revista en un momento en el que se avecinaban cambios en la misma, que han cristalizado en los dos números que han precedido a esta publicación. La fórmula que se inaugura es la elaboración de números monográficos, centrados en temas de interés general. Este requisito es tanto más relevante cuanto, como es bien sabido, la SEPR se nutre de profesionales que cubren un amplio espectro profesional. El tema de la dosimetría ciertamente responde a la exigencia antes expresada. La dosimetría, en sus múltiples aspectos, fue tema principal del pasado Congreso de la SEPR, celebrado en Barcelona en 1998. Durante el mismo año, en Burgos, se celebró la 12ª Conferencia Internacional sobre dosimetría de estado sólido. Por otra parte, el plan coordinado de investigación entre el CSN y UNESA también ha escogido la dosimetría personal de las centrales nucleares como tema destacado en la 1ª Jornada Técnica a celebrar el próximo día 16 de Diciembre en el CSN en Madrid.

Los contenidos de este número monográfico pretenden abarcar diferentes aspectos de la situación actual de la dosimetría, con proyección hacia el futuro, tratados desde las perspectivas de diversos profesionales relacionados con la industria, las actividades sanitarias y la investigación.

Cabe destacar la colaboración del Prof. Dr. G. Dietze, que, en calidad de Chairman de EURADOS, es una de las personalidades con mayor autoridad para presentar un panorama general sobre la situación actual y las tendencias futuras en el campo de la dosimetría de las radiaciones.

Siguiendo con la costumbre de recoger el testimonio de diversas personalidades de particular interés para el lector, esta vez la entrevista que se presenta está dedicada a un Oficial Científico de la DG XII de la Comisión Europea de particular relevancia. Así, las reflexiones que hace H. G. Menzel, responsable de las acciones de radioprotección de dicha Dirección General, son con toda certeza del máximo interés.

Confiamos en que el gran esfuerzo desarrollado por cuantos han contribuido a la aparición de este número especial tenga un resultado claramente positivo.





## Condiciones Especiales para los Socios Colaboradores de la SEPR

La SEPR cuenta con el apoyo de instituciones y empresas del campo de la Protección Radiológica, a través de la figura de "Socio Colaborador". Con el fin de dar a conocer las ventajas con que cuentan estas entidades, y fomentar la incorporación de nuevos socios, resumimos seguidamente las condiciones especiales previstas por la Junta Directiva para los Socios Colaboradores:

**Revista RADIOPROTECCIÓN.** Es el órgano de expresión de la Sociedad, con una periodicidad trimestral y una tirada de 1.000 ejemplares. Se distribuye a todos los socios y a las Sociedades afines de 38 países en Europa, América, Asia, África y Oceanía. A los Socios Colaboradores se les ofrecen las siguientes ventajas:

- Envío gratuito de un ejemplar de cada número de la Revista a su empresa.
- Disposición de un apartado específico de Noticias para publicación de las novedades técnicas de su empresa de interés para los socios.

- Publicación del logo de la empresa, así como la dirección, número de teléfono y persona de contacto de los Socios Colaboradores.

**JORNADAS, CURSOS Y SEMINARIOS.** La SEPR, en colaboración con diversos organismos, celebra anualmente un orden de dos cursos y tres o cuatro Jornadas sobre los temas de mayor novedad y debate en el área de Protección Radiológica. En este sentido, se invita a los Socios Colaboradores a plantear los temas que consideren de interés. En los actos de este tipo organizados por la SEPR se ofrece:

- Participación gratuita de un representante de la empresa en las Jornadas y Seminarios organizados por la SEPR (excepto el Congreso bienal).
- 10% de descuento en la cuota de asistencia a los cursos organizados por la SEPR.

**CONGRESO BIENAL.** Cada dos años, la SEPR organiza una reunión para sus socios en la que se intercambian conocimientos técnicos y se promueve la convivencia personal de los mismos. En las últimas ediciones, ha habido una amplia presencia tanto de los socios como de las casas comerciales del área de la protección radiológica. La Sociedad

ofrece a sus Socios Colaboradores las siguientes ventajas:

- 15% de descuento en los stands de las exposiciones que se celebren con motivo de los Congresos bienales.
- Una cuota de inscripción completa al Congreso gratuita por cada stand de la exposición.
- Envío gratuito de la documentación técnica generada en el Congreso.

**OTRAS ACTIVIDADES.** La SEPR se plantea como actividades de posible interés para los Socios Colaboradores la edición de un directorio de empresas que trabajan en esta área, con sus referencias completas y sus especialidades, así como la posibilidad de enlazar la página web de la Sociedad con las páginas web de los Socios Colaboradores.

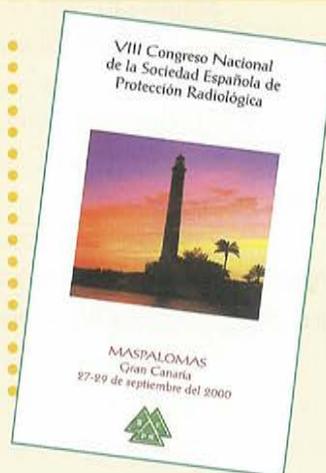
Además de estas condiciones especiales, la Sociedad está abierta a cualquier sugerencia que se traduzca en beneficio de los socios. Por ello, desde estas páginas agradece, tanto a los Socios Individuales como a los Colaboradores su apoyo y les invita a participar en sus actividades, con el fin de configurar una Sociedad más amplia, en la que estén representadas todas las entidades y profesionales de la Protección Radiológica.

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

El Comité Científico del Congreso de Protección Radiológica, que se celebrará los días 27, 28 y 29 de septiembre del 2000 en Maspalomas, Canarias, comunica a los profesionales de Protección ra-

diológica las últimas fechas para la recepción de ponencias para el Congreso:

- Fecha límite de recepción de sinopsis:  
**15 de febrero del 2000**
- Fecha de respuesta de aceptación de trabajos:  
**15 de marzo del 2000**
- Fecha límite de recepción de ponencias:  
**15 de mayo del 2000**



# UN PROGRAMA COMPLETO PARA LA MEDIDA DE LA RADIACIÓN



## DOSIMETRÍA

Sistemas integrales de dosimetría digital. Equipos portátiles y de área para la medida gamma y neutrones. Sondas "inteligentes"...

## CONTAMINACIÓN

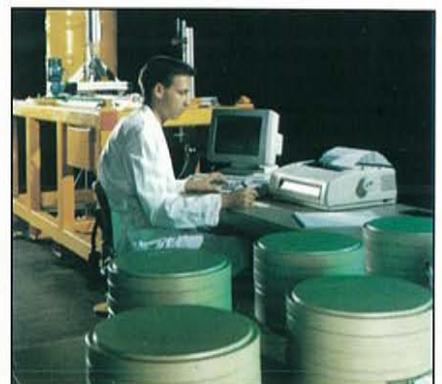
Monitores portátiles, de pies y manos, pórticos, monitores para lavanderías, monitores para vehículos: chatarras, residuos clínicos,...

## EQUIPOS LABORATORIO

Cambiadores de muestras manuales, automáticos y multimuestra...

## MONITORES AMBIENTALES

Monitores para gamma ambiental. Monitores estáticos y portátiles para aerosoles, Iodo, gases nobles y Tritio. Monitores gamma para agua...



## MAS NIETO S.A.

08980 SANT FELIU DE LLOBREGAT Polígon El Pla - Sant Josep, 130  
(BARCELONA) Tel. 93 685 79 29 - Fax 93 685 70 11  
E-mail: spirax.sarco@bcn.servicom.es



## SERVICIOS DE:

- Unidad Técnica de Protección Radiológica
- Dosimetría Personal Externa

Autorizados por el Consejo de Seguridad Nuclear  
y con Certificación ISO 9002



- Descontaminación y Mantenimiento en Centrales Nucleares
- Actividades Específicas en Recargas de Combustible
- Desmantelamiento en Instalaciones Radiactivas
- Unidad Técnica de Protección Radiológica
- Dosimetría Personal Externa
- Limpiezas Preoperacionales y Pruebas Hidrostáticas
- Limpieza Industrial

LOGÍSTICA Y ACONDICIONAMIENTOS INDUSTRIALES, S.A.

Historiador Diago, 11 - 1º - 1ª - 46007 Valencia (España) - Tel. 963 84 21 29 - Fax. 963 84 04 09  
<http://www.lainsa.com> • e-mail: [lainsa@lainsa.com](mailto:lainsa@lainsa.com)





# Hans Georg Menzel

## Oficial Científico en la DG XII de la Comisión Europea<sup>(\*)</sup>

*Hans Georg Menzel, nuestro entrevistado en este número especial de RADIOPROTECCIÓN dedicado a Dosimetría, por su actual posición de Oficial Científico en la DG XII de la Comisión Europea en la Acción de*

*Radioprotección, y también por su amplia experiencia personal en varios temas de investigación en Dosimetría de Radiaciones, es especialmente idóneo para dar a nuestros lectores, a través de esta entrevista, una visión viva del devenir de la dosimetría y de las necesidades de investigación de cara al nuevo milenio.*

El Dr. Menzel es Doctor en Física y ha desarrollado actividades investigadoras en el Centro Común de Investigación de ISPRA, Italia (1970-1973), en el Cancer Research Center de Heidelberg, Alemania (1973-1977) y en la Universidad de Saarland, Alemania (1977 y 1989), en temas como microdosimetría y dosimetría de radiación de alta LET, con aplicaciones a radioterapia, radioprotección y radiobiología. También ha trabajado en la obtención de datos y parámetros básicos para la dosimetría de neutrones. Desde Noviembre de 1989 trabaja para la Comisión Europea en la Dirección General XII (Ciencia, Investigación y Desarrollo), ocupándose de sectores como dosimetría, modelización en biofísica y en los dos últimos años también en aplicaciones médicas de las radiaciones. Ha formado parte de comités científicos en EURADOS, ICRU, IAEA, y es miembro de grupos de trabajo de la ICRP y ICRU, en especial del

grupo conjunto ICRP/ICRU para la preparación de los informes ICRP 74 e ICRU 57. Fue profesor invitado en el Departamento de Física Nuclear de la Universidad Católica de Lovaina, Bélgica en 1987/1988 y de la Facultad de Medicina de la misma Universidad entre 1992 y 1996. Ha sido miembro de los comités científicos de numerosos congresos y simposios científicos en dosimetría y microdosimetría. Es autor de más de cien trabajos científicos.

Estamos pues en presencia de un experto de primer nivel que además tiene una visión inusualmente amplia del mundo de la Dosimetría y de sus peculiaridades.

**AD:** Desde su posición en la DG XII gestionando los sucesivos planes de I+D de la Comisión Europea en Protección Radiológica ha podido apreciar su evolución durante más de una década. ¿Cuál es su opinión en concreto sobre el desarrollo de la dosimetría de las radiaciones?

**HM:** Como es la primera vez que me dirijo a los lectores de RADIOPROTECCIÓN quizás preferiría comenzar definiendo lo que yo entiendo por dosimetría de radiaciones.

**AD:** Perfecto, adelante...

**HM:** Generalmente se considera a la dosimetría de radiaciones como una disciplina bien establecida, que tiene que ver con el desarrollo y la aplicación de detectores de radiación para la medida de dosis en muchas áreas de gran importancia práctica como son la protección radiológica o las aplicaciones médicas de las radiaciones. Quizás este punto de vista se explica por el hecho de que en esas áreas se aplican para la dosimetría, o el control de las radiaciones, técnicas más bien rutinarias basadas en dosímetros o monitores comerciales y procedimientos regulados.

Yo creo, sin embargo, que la dosimetría de radiaciones es un tema mucho más amplio. En términos

<sup>(\*)</sup> La entrevista que sigue ha sido preparada, conducida y traducida al castellano por Antonio Delgado

generales, la dosimetría ha de proporcionar conceptos, procedimientos y técnicas para la determinación de magnitudes que por una parte constituyan una medida de la "cantidad" de energía suministrada a los órganos y tejidos, y por otra constituyan una medida de los efectos biológicos inducidos, la probabilidad de incidencia de cáncer inducido por la radiación, por ejemplo. Esto implica que ha de ser posible definir una o varias magnitudes que cumpliendo estos requerimientos, sea o sean a su vez medibles. En protección radiológica, la búsqueda de esas magnitudes ha conducido a las magnitudes para la protección definidas por la ICRP (dosis efectiva, dosis en órganos) y a las magnitudes operacionales de la ICRU. Este sistema de magnitudes, que está bien descrito y explicado en los informes 74 de ICRP y 57 de ICRU, es necesariamente complejo y quizás para muchos demasiado complicado....

**AD:** Bien, creo que está muy claro, no sólo técnicas y protocolos de medida, también conceptos y magnitudes. Volviendo al tema de los programas de I+D de la CE y al desarrollo de la dosimetría en estos últimos años....

**HM:** Bueno, es claro que el desarrollo de esos conceptos dosimétricos ha de hacerse basándonos en resultados obtenidos en proyectos de investigación, muchos de los cuales han sido financiados por la Comisión Europea en, digamos, los últimos 40 años. La investigación continúa su marcha y el apoyo también continúa en el 5º Programa Marco de la Comisión Europea. No es posible describir aquí con un

"La dosimetría establece magnitudes sobre la "cantidad" de energía suministrada y sobre los efectos biológicos inducidos"

mínimo detalle toda la investigación llevada a cabo relevante para los conceptos y los procedimientos dosimétricos, así que me ceñiré tan sólo a la investigación relacionada con lo que podríamos llamar asignación de la exposición.

El desarrollo de la investigación en dosimetría de radiaciones en Europa en los últimos diez años, los que yo he estado con la Comisión Europea, no ha sido espectacular pero ha sido constante.... En dosimetría individual de la radiación externa el principal problema ha sido, y en parte continúa siendo, el control de las dosis de neutrones en campos mixtos de radiación. Después de un largo periodo con progreso muy lento, existen actualmente algunos desarrollos nuevos y prometedores conseguidos en los proyectos del 4º Programa Marco, sobre varios métodos y principios de detección, incluyendo dosímetros activos, midiendo en tiempo real, y empleando detectores de estado sólido y de ionización en gases. La dosimetría de área para campos de radiación complejos ha progresado también, y muchos de los problemas característicos de la pasada década pueden considerarse resueltos. En este contexto el desarrollo de algunas ideas nuevas merece mención especial. Una idea básica es la de especificar los campos de radiación en los lugares de trabajo, esto es, su composición, espectro de energía, distribución direccio-

nal, por medio de instrumentos adecuados y luego emplear ese conocimiento para efectuar un mejor control dosimétrico. Un resultado de la aplicación de esta idea es que ya existe un compendio muy voluminoso y completo con los espectros en energía para neutrones en diferentes lugares de trabajo en Europa y que como consecuencia se han propuesto y desarrollado "campos de radiación realistas" para la calibración de instrumentos de medida.

El trabajo científico para mejorar los métodos de control dosimétrico no se restringe a la industria nuclear. Tales métodos son requeridos también para las exposiciones ocupacionales del personal médico y para las exposiciones a la radiación de origen natural, como la exposición al gas radón de los mineros o la exposición a la radiación cósmica de las tripulaciones de los vuelos comerciales. En particular esta última línea de investigación ha tenido atención preferente en el 3º y el 4º Programas Marco de Investigación. Se puede decir que la exposición al campo complejo de la radiación cósmica y sus secundarios está ya bien conocida cuantitativamente, en función de la altura, la latitud geomagnética y el ciclo solar. Consecuentemente, el control de la exposición de los individuos puede hacerse o basarse en lo que se denomina "dosis de ruta".

En el área de la dosimetría de la exposición resultante por la incorporación de radionucleidos el progreso más significativo se ha hecho respecto de la mejora del conocimiento de los procesos biocinéticos. El progreso científico alcanzado es usualmente transferido inmediatamente al desarrollo de nuevos



modelos dosimétricos por los grupos de trabajo de la ICRP.

El sector de la dosimetría numérica o computacional se está expandiendo rápidamente y va estando más y más a disposición de los no especialistas. La disponibilidad general de ordenadores de gran potencia y el acceso cada vez más sencillo a los códigos de cálculo están en la base de esta expansión. Hay que decir que el grupo de EURADOS sobre dosimetría numérica tiene hoy día una experiencia y una capacidad única en este campo.

Un área relativamente nueva en el conjunto de proyectos de investigación en dosimetría apoyado por la CE es la dosimetría retrospectiva. Ha venido propiciado por algunas iniciativas para estudiar las consecuencias de las exposiciones causadas por el accidente de Chernobyl. Esta línea de investigación ha recibido una atención considerable y métodos como la luminiscencia en materiales cerámicos y la EPR con piezas dentales se han desarrollado hasta un nivel en el que su utilización rutinaria parece posible.

Existen otras áreas de la dosimetría en las que la colaboración entre laboratorios europeos ha producido progresos notables. Podría citar a la dosimetría para el control ambiental y la dosimetría en el contexto de las aplicaciones médicas de las radiaciones.

**AD:** La colaboración entre laboratorios de los diferentes países miembros parece ser uno de los efectos beneficiosos, un valor añadido, de los programas de investigación de la CE.

**HM:** Sin duda, y aquí querría resaltar que el progreso global y el éxito de la investigación en Dosimetría impulsada y soportada por la CE se ha beneficiado de manera muy significativa del papel tan activo que ha desempeñado EURADOS en los programas de investigación. Desde principios de los 80, EURADOS ha venido colaborando, coordinando esfuerzos y actividades de investigación, llevando a cabo actividades conjuntas entre grupos europeos, incluyendo a la Europa Central, y estimulando nuevas líneas de investigación.... EURADOS ha ayudado también a diseminar y a analizar resultados y ha servido de guía y referencia práctica. La simbiosis entre los programas de investigación de la CE en protección radiológica y EURADOS ha sido muy eficaz.

Hay que hablar también de armonización entre los países miembros. De hecho la investigación financiada por la CE no tiene tan sólo el objetivo de avanzar el conocimiento y desarrollar nuevas tecnologías, también ha de contribuir a la armonización de la puesta en práctica de la legislación y la regulación europeas en materias de protección radiológica. La revisión más reciente de las Normas Básicas de Seguridad Europeas contenida en la Directiva del EURATOM 96/29, que están basadas en las recomendaciones del ICRP 60, deben estar implantadas en las legislaciones nacionales en Mayo del 2000. Por ello, una parte considerable del esfuerzo investigador se ha dedicado a ayudar a conseguir tal implantación.

Querría también hacer notar, para finalizar mi respuesta, que obvia-

mente la investigación en dosimetría se realiza también a nivel nacional. Por ello parte de nuestros esfuerzos se dedican a asegurar complementariedad entre los planes nacionales, ayudando a evitar duplicaciones. Aquí EURADOS, junto a la organización de conferencias y seminarios son instrumentos de gran ayuda para alcanzar este objetivo.

**AD:** Qué se podría decir de la participación española en los programas CE de investigación en dosimetría

**HM:** La participación española en los programas de la CE ha sido activa, pero restringida a ciertas áreas, como dosimetría interna, dosimetría medioambiental, dosimetría retrospectiva y dosimetría para aplicaciones médicas. Yo diría que la implicación de grupos españoles es de alta calidad pero cuantitativamente hablando limitada.

**AD:** La convocatoria para propuestas de investigación del 5º Programa Marco de la CE está aún abierta (al momento de hacer la entrevista Septiembre 1999), que nos puede decir sobre prioridades, perspectivas, en fin cualquier información nueva que pueda orientar a los que deseen participar.

**HM:** Efectivamente como es sabido la convocatoria se abrió la pasada primavera, para dosimetría la primera fecha límite está próxima, el 4 de Octubre (de 1999), una segunda llamada, que es la que pienso podrá interesar a los lectores, tiene como fecha límite el 22 de Enero del 2001. No podría dar ninguna información adicional

específica para dosimetría distinta de la amplia información contenida en la publicación del Programa de Trabajo contenido en el denominado Paquete de Información. Los interesados en el asunto pueden visitar el lugar Web:

[www.cordis.lu/fp5-euratom/calls.htm](http://www.cordis.lu/fp5-euratom/calls.htm).

Sí quiero puntualizar que tal y como se refleja en el Programa de Trabajo, a finales del 2000 habrá una revisión intermedia del programa para establecer prioridades detalladas para la segunda llamada de la convocatoria (Enero 2001).

**AD:** Moviéndonos hacia temas más científicos, su experiencia directa en microdosimetría junto a su participación muy activa en comités de ICRP e ICRU me parece óptima para clarificar porqué la ICRP no ha tomado en consideración conceptos microdosimétricos al definir los factores ponderales de la radiación,  $w_R$ .

¿Cuál es su punto de vista al respecto?

**HM:** La necesidad de emplear factores de ponderación para tener en cuenta diferencias en la eficiencia radiobiológica de los diferentes tipos y energías de la radiación- un hecho que a veces se designa mediante el término calidad de la radiación- es debida fundamentalmente al hecho de que no hay una sola magnitud que esté unívoca y cuantitativamente relacionada con el efecto biológico observado o esperado. Esto se puede predicar también de la dosis absorbida, la magnitud que es considerada generalmente como una, o incluso co-

mo la, magnitud fundamental. En la práctica, uno tiene que aplicar criterios pragmáticos, empíricos... En protección radiológica ésto es

"No hay una sola magnitud que esté unívoca y cuantitativamente relacionada con el efecto biológico observado o esperado"

lo que se ha hecho con la introducción del equivalente de dosis (dosis equivalent) que es básicamente la dosis absorbida multiplicada por un factor de ponderación. Originalmente este factor se llamó factor de calidad "Q". Los valores numéricos para este factor se dieron en función de la transferencia lineal de energía, LET y fueron escogidos y seleccionados por un grupo internacional de expertos después de revisar datos y resultados radiobiológicos relevantes.

En el informe 60, la ICRP introdujo los factores de ponderación de la radiación,  $w_R$ , para reemplazar al factor de calidad en la definición de las magnitudes para la protección: equivalente de dosis y dosis efectiva. Los valores numéricos para  $w_R$  se dieron para la radiación externa incidente en función del tipo de radiación y de su energía. El factor de calidad, dependiente de la LET, se emplea todavía en las magnitudes operacionales, aunque modificando sus valores numéricos.

Está claro que la introducción de los factores  $w_R$  por la ICRP, que han sido además adoptados en la directiva del EURATOM, no fue recibida digamos que entusiástica-

mente por todo el mundo. Las razones esgrimidas para abandonar el factor de calidad dependiente del LET fueron: 1) el uso del factor de calidad implicaba o significaba una exactitud para la cuantificación de la calidad de la radiación que no estaba soportada por el conocimiento científico ni por los datos de que se disponía. 2) la definición "más simple" del factor  $w_R$  parecía ser de utilidad en física sanitaria.

Aunque yo compartí y aún comparto algo de escepticismo respecto de la aproximación basada en los factores  $w_R$ , tengo que admitir que su introducción no ha causado mayores dificultades. Tal y como se muestra en los informes ICRP 74 e ICRU 57, las magnitudes operacionales, las empleadas para la calibración de los monitores, continúan siendo estimadores aceptables de las magnitudes para la estimación del riesgo en protección radiológica. Algunos problemas o inconsistencias, para neutrones de baja energía y para protones de alta energía, podrían ser resueltos simplemente ajustando determinados valores numéricos. Como científico, sin embargo, creo que la definición de un factor de ponderación dependiendo de una magnitud física relacionada con la calidad de la radiación, como el LET, es esencialmente superior y no plantea además ningún problema en la práctica de la protección radiológica.

Los detectores basados en principios microdosimétricos, por ejemplo contadores proporcionales equivalentes a tejido (TEPC), están jugando un papel creciente en actividades de protección en campos mixtos. Por ejemplo los TEPCs están siendo utilizados para determinar



la exposición de las tripulaciones en vuelos comerciales o para la vigilancia de los trabajadores en aceleradores de alta energía. Pero desde luego, este tipo de aplicaciones y el empleo de microdosímetros es independiente del tipo de factor de ponderación empleado.

**AD:** Recientemente parece haber tomado fuerza la controversia, originada en el sector de la radiobiología, acerca de la inadecuación de la magnitud dosis absorbida para estudiar y describir efectos, particularmente a dosis bajas. Vd. ha participado en la controversia publicando algún artículo reciente en el EURADOS Newsletter. ¿Espera Vd. una revolución comenzando por cambiar la principal magnitud dosimétrica?

**HM:** El espacio del que disponemos para esta entrevista es probablemente insuficiente para tratar este tema con la debida amplitud. Pero brevemente: la magnitud dosis absorbida sola, o por ella misma, presenta limitaciones para ser un indicador de los efectos inducidos por las radiaciones: probabilidad de efectos a dosis bajas en protección radiológica o grado o magnitud de los efectos a dosis altas en radioterapia. Como ya he comentado, esta circunstancia se compensa en la práctica, por ejemplo, empleando factores de ponderación. Sin embargo, si se considera que los valores para tales factores pueden llegar a ser diferentes en más de un orden de magnitud, entonces se puede apreciar las obvias y severas limitaciones de la dosis absorbida. En general se puede decir que si la deposición de energía por la radiación es inhomogénea a nivel celular

(radiación de alta LET incluyendo a emisores alfa incorporados, emisores Auger...) o a nivel de órganos (radiación poco penetrante, inhomogeneidad en la distribución de radionucleidos incorporados) entonces en esos casos la dosis absorbida llega a ser poco adecuada o poco conveniente.

Hablando más en general, la dosis absorbida es el valor esperado, o el valor medio, de la distribución de una magnitud estocástica, la energía específica. La utilidad o el sentido de un valor medio para representar la distribución de la que se extrae depende mucho del tipo de distribución de que se trate. Si la distribución es muy ancha como es el caso para dosis bajas o para radiación de alta LET, como los neutrones entonces el valor medio no es muy adecuado. Si por el contrario, la distribución es simétrica y estrecha, su valor medio es un buen descriptor.

Existen muchas radiaciones y condiciones de irradiación en las que el empleo de la dosis absorbida no tiene mucho sentido. Sin embargo, en la mayoría de los casos prácticos no hay problema real alguno para emplear la dosis absorbida. En radioterapia con radiación de baja LET, e igualmente en protección frente a radiación de baja LET, la dosis absorbida es una magnitud completamente adecuada debido a que la distribución de la energía específica está bien representada por su valor medio.

En todos los demás casos con relevancia práctica, habrá que buscar y aplicar soluciones pragmáticas. No parece poder existir otra magnitud que pueda ser empleada para todos los tipos de radiación

ni para todas las condiciones de irradiación. En consecuencia, en la práctica no hay una alternativa viable a la dosis absorbida. Esto no quiere decir que haya de intrinsecarse la investigación y la búsqueda de mejores soluciones.

**AD:** Pragmatismo y sentido común parece ser la receta, y dosis absorbida. Hemos mencionado y muy positivamente el papel jugado por EURADOS en el devenir de la dosimetría en Europa. Parecen existir problemas para su continuidad y posiblemente sean necesarios cambios en sus Estatutos y en su forma de financiación. ¿Qué piensa Vd. sobre la necesidad de EURADOS y su futuro?

**HM:** Ya he destacado la importancia y el éxito de EURADOS en el pasado. A pesar de determinadas dificultades que han aparecido recientemente relacionadas con el modo o la forma de operar de la Comisión Europea, yo tengo plena confianza en que EURADOS continúe jugando un papel significativo en la investigación europea en dosimetría de radiaciones. Las causas o el origen de las dificultades han sido perfectamente identificadas y se están haciendo por parte de EURADOS los ajustes necesarios.

**AD:** Acercándonos al comienzo de un nuevo milenio, parece tópico obligado preguntar por los sectores de la dosimetría de radiaciones más necesitados de investigación e innovación en el futuro.

**HM:** Como ya he dicho antes la investigación en dosimetría de radiaciones es un campo en el que se progresa de manera constante

pero sin desarrollos espectaculares. Desde luego esta situación no va a cambiar por asuntos tales como un nuevo milenio o cosas así. Sin embargo yo creo que si hay aún espacio para nuevas mejoras. El papel de la computación va a aumentar, bien incorporada a monitores o bien en el contexto de la dosimetría computacional o dosimetría numérica, empleando códigos de transporte para la radiación o modelos para la incorporación de radionucleidos. En este contexto, modelos antropométricos y los maniqués empleados en diagnóstico médico por imagen van a tener importancia creciente.

Existe una tendencia hacia el empleo de dosímetros individuales activos también para campos comple-

jos de radiación. Nuevas tecnologías, en parte tomadas de la física de partículas, pueden emplearse para construir nuevos detectores adecuados para el control de la radiación. Cualquier nueva tecnología obviamente debe ser evaluada también desde un punto de vista económico. Existen, por supuesto necesidades específicas de investigación en algunas áreas concretas de la dosimetría de radiaciones. Buenos ejemplos son la dosimetría interna y la dosimetría retrospectiva.

**AD:** Y para finalizar, ¿desearía añadir algo para los lectores de RADIOPROTECCIÓN?

**HM:** Yo querría animar a los científicos españoles y a los físicos

del área de la salud, que trabajan en dosimetría de radiaciones, a participar muy activamente en colaboraciones e iniciativas a nivel europeo. En mi experiencia, como investigador activo y también como gestor de programas de investigación, ese tipo de colaboración es sumamente gratificante de varios modos, incluyendo el conocimiento, y en ocasiones la amistad, de colegas de toda Europa.

**AD:** Esa es exactamente mi propia experiencia personal. Muchísimas gracias Dr. Menzel por sus interesantes y sugerentes respuestas que sin duda serán del interés de nuestros lectores. Gracias.

# cd centro de dosimetría, s.l.

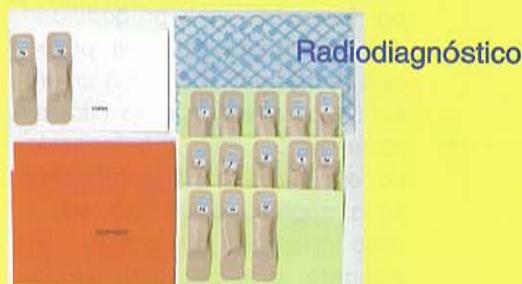
Fundado en 1981

## Servicio de Dosimetría Personal

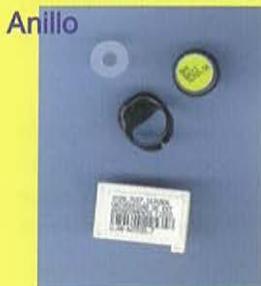
## Dosimetría de Pacientes



Cuerpo entero y Área



Radiodiagnóstico



Anillo



Muñeca



Radioterapia

C/ Muntaner 447, Bajos. 08021 Barcelona  
Tel. 932 013 495 Fax. 934 144 363

[centro@dosimetria.com](mailto:centro@dosimetria.com)

C/ Medea 4, 2ºC-bis. 28037 Madrid  
Tel. 914 400 340 Fax. 914 400 341

[www.dosimetria.com](http://www.dosimetria.com)



# DIAGNOSTICO PRECISO, CONECTIVIDAD Y EXPERIENCIA

Sólo una compañía como Fujifilm  
puede ofrecerle estas tres  
características en radiología digital



FUJIFILM ESPAÑA S.A., Departamento de Sistemas Médicos  
Aragón 180, 08011 Barcelona, Tel. 93 451 1515, Fax 93 323 0330  
[www.fujifilm.es](http://www.fujifilm.es) E-mail: [info@fujifilm.es](mailto:info@fujifilm.es)

**FCR 5000**

# Dosimetría de Radiaciones: Estado actual y Tendencias de Futuro

Gunter Dietze

Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB)

## RESUMEN

*En este trabajo se comentan algunas de las cuestiones que son importantes para la dosimetría de radiaciones, especialmente para la protección radiológica. ¿Es la dosis absorbida una magnitud adecuada para la dosimetría de radiaciones? ¿Cuáles son las consecuencias de asumir que la relación dosis-efecto es lineal a dosis y tasas de dosis bajas? ¿Aparecen problemas en relación con los factores ponderales de la radiación? ¿Cuáles son las tendencias en dosimetría personal? Como estas cuestiones no pueden ser contestadas completamente, el presente trabajo tratará solamente de algunos de los aspectos de tales problemas.*

## SUMMARY

*Some questions and needs which are important for radiation dosimetry, especially in radiological protection, are discussed. Is absorbed dose an appropriate basic quantity in radiation dosimetry? What are the consequences of the assumption that the dose-effect relationship is linear at low doses and dose rates? Do problems arise in conjunction with radiation weighting factors? Which trend is seen in individual dosimetry? While these questions cannot be answered in full detail, the paper deals only with some aspects of these problems.*

### Introducción

En esta comunicación se van a discutir algunos problemas característicos, así como determinadas necesidades existentes en protección radiológica, que considero tienen implicaciones importantes para la dosimetría de radiaciones en general. Con más detenimiento voy a presentar algunos comentarios sobre cuestiones como:

¿Es la dosis absorbida una magnitud apropiada para la dosimetría de radiaciones? ¿Cuáles son las consecuencias de la suposición de que la dependencia dosis-efecto es lineal a dosis y tasas de dosis bajas? ¿Cuál es la situación presente respecto de los factores de ponderación de la radiación? ¿Qué tendencias se aprecian en la dosimetría individual?

Obviamente, estos asuntos constituyen una excelente base para una

larga e intensa discusión y va a ser difícil presentar en una comunicación de extensión necesariamente limitada todos los aspectos que deberían ser considerados. Por lo tanto, en lo que sigue trataré de concentrarme solamente en algunos aspectos de tales problemas.

De las cuestiones que he mencionado las tres primeras tienen un impacto directo en la dosimetría para protección radiológica. Es bien conocido el hecho de que la discusión científica y el consenso final en tales asuntos está fuertemente influenciado por las recomendaciones de organizaciones científicas internacionales tales como la Comisión Internacional de Protección Radiológica (International Commission on Radiological Protection, ICRP), o la Comisión Internacional sobre Unidades para la Medida de la Radiación (International Commission on Radiation Units and Measurements).

En principio es una ventaja que en un nivel de discusión científica no estén presentes organizaciones de tipo legal, ya que las recomendaciones han de estar basadas fundamentalmente en el conocimiento científico y no en limitaciones o requerimientos legales que además pueden diferir en países diferentes. Es sabido que en protección radiológica el camino entre las recomendaciones de tipo científico y su implantación legal no

es fácil, sencillo ni tampoco corto. Pero no se aprecia otra forma de alcanzar consenso internacional suficiente sobre recomendaciones que son necesarias y que además todo el mundo desea tener: primero discusión científica, documentos de tipo legal después. Hay que hacer notar que los periodos para la publicación oficial de los reglamentos básicos en protección radiológica suelen ser bastante dilatados, 10 ó 15 años. Por ejemplo, la implantación final del informe ICRP-60 (1) en documentos legales en los países miembros de la Unión Europea va a necesitar alrededor de 10 años y no menos en países de otras áreas del planeta que también desean recoger tales recomendaciones. Su aplicación práctica puede llevar aún más tiempo.

La complejidad y las dificultades del proceso por el que las nuevas recomendaciones llegan a la práctica cotidiana, no deben significar sin embargo una limitación para el desarrollo de nuevas ideas y conceptos para la investigación básica o para el diseño de nueva instrumentación de medida. Todas estas actividades han de constituir un proceso continuo que no debe ser restringido en absoluto por las recomendaciones en vigor, aunque su influencia y su labor de orientación sobre nuevos desarrollos ha de ser desde luego muy importante.

### **La Dosis Absorbida**

Con alguna frecuencia se discute acerca de si la magnitud dosis absorbida es todavía un parámetro adecuado en dosimetría de radiaciones, suficientemente específico respecto de los efectos radiobiológicos, y conveniente para la medida de radiaciones en los procedimien-

tos requeridos para optimizar en la práctica la protección frente a las radiaciones. Con frecuencia se expresan críticas respecto de esta magnitud e incluso se han propuesto magnitudes estocásticas alternativas para jugar el papel de magnitud básica o fundamental.

En sus recomendaciones de 1991 (ICRP-60, (1)) la ICRP estableció que "la magnitud fundamental en protección radiológica es la dosis absorbida". Estoy convencido de que una declaración similar habría sido emitida, si existiera, por una comisión semejante en ámbitos de radioterapia. La magnitud dosis absorbida fue introducida ya en el Radiation Congress de 1950 y 1953 y ha permanecido sin ser modificada desde entonces. Se define como la energía media impartida a un elemento de materia dividida por la masa de tal elemento. Es una magnitud definida en cualquier punto de la materia, razón por la que se la conoce como una magnitud "de punto". Sin embargo, su valor depende fuertemente de la materia que rodea al punto de interés a causa del rango finito de las partículas cargadas secundarias. Esta particularidad contrasta con el Kerma que depende tan solo de la energía cinética de las partículas secundarias cargadas producidas en el punto de interés. La dosis absorbida no es una magnitud estocástica ya que está basada en valores medios para la transferencia de energía.

Es bien conocido que en general la energía media transferida a un elemento de masa no es un buen parámetro para explicar reacciones y efectos biológicos. Para calentar un huevo desde 15°C a 37°C se precisa una transferencia de energía de alrededor de 90000 J/kg, pero

transcurridos 21 días a esta temperatura el "efecto final" es que se obtiene un pollito vivo. Por el contrario una dosis del orden de 60 J/kg transferida por radiación ionizante destruye cualquier vida. Obviamente, no es la energía en sí sino la capacidad de ionización, los mecanismos para la transferencia de energía y en una escala microscópica, la distribución no homogénea de la energía transferida, los factores determinantes y responsables de los importantes efectos inducidos por las radiaciones ionizantes.

Mientras que la especificidad de tales efectos justifican el nombre especial de Gray para la unidad de dosis absorbida, al mismo tiempo ponen de manifiesto que esta magnitud no refleja las características microscópicas de los eventos de transferencia de energía. Por lo tanto no es extraño que muchos autores hayan cuestionado a la dosis absorbida como magnitud básica en radiobiología, radioterapia y también en protección radiológica.

¿Cuál es entonces la razón por la que la dosis absorbida ha permanecido durante más de cuarenta años como la magnitud básica en dosimetría de radiaciones? Por otra parte ¿sería posible encontrar una magnitud básica alternativa?

Es claro que la dosis absorbida no describe ni tiene en cuenta los detalles microscópicos de los procesos de colisión primarios. No puede emplearse como un parámetro para describir la densidad de ionización a lo largo de las trayectorias de las partículas ni tampoco para describir la estructura de esas trayectorias.... La realidad es que todos esos detalles son muy importantes para entender y describir las etapas iniciales del proceso completo que sigue a la

exposición a radiaciones ionizantes en el caso de sistemas biológicos. La dosis absorbida tampoco refleja los procesos de reparación celular. Efectos atribuibles a la tasa de dosis se encuentran a menudo tanto en aplicaciones en radioterapia como en las prácticas de protección radiológica. En radioterapia es bien conocido que debido a diferencias en la reparación del DNA el intervalo de tiempo que media entre las diferentes sesiones o fracciones del tratamiento es un parámetro importante para el éxito de una terapia.

Otra consecuencia es que la dosis absorbida no es tampoco un parámetro apropiado para describir la diferente eficiencia radiobiológica de los distintos tipos de radiaciones, más aun si se acepta la suposición de que tales diferencias se originan principalmente en las primeras etapas de los procesos de transferencia de energía y no en las fases subsiguientes de la respuesta biológica a las radiaciones ionizantes. Para solucionar tales carencias hubo que introducir parámetros adicionales tales como la eficiencia radiobiológica (RBE) o el factor de calidad para la dosimetría en radioterapia y en actividades de protección radiológica. De todas formas estos parámetros no constituyen una solución muy convincente toda vez que como es notorio los factores RBE dependen fuertemente del efecto final investigado y también de los valores de dosis y de tasa de dosis.

Si esto es así ¿porqué la dosis absorbida continúa siendo una magnitud básica? Hay razones y argumentos importantes que justifican esta situación.

Una primera razón es el muy amplio rango de aplicaciones en las que la magnitud dosis absorbida es

empleada actualmente. En radioterapia, radiobiología, protección radiológica y también en otros campos de actividad, esta magnitud se emplea corrientemente y por tanto se dispone de una enorme cantidad de datos y de una amplia experiencia en su utilización como el parámetro básico de trabajo.

En segundo lugar, esta magnitud puede ser medida con precisión, empleando diversas técnicas experimentales, como calorímetros, cámaras de ionización o detectores de estado sólido. En numerosos países existen patrones nacionales primarios, bien establecidos y coordinados por el BIPM en París y por el Comité International de Poids et Mesures (CIPM) basado en la Convención del Metro.

Desde luego, la situación en radioterapia es bastante diferente a la de protección radiológica. El objetivo principal en radioterapia es la muerte de las células tumorales y si esto se alcanza sin causar daño apreciable a los tejidos no tumorales adyacentes, entonces tal objetivo se considera plenamente alcanzado. Las técnicas modernas de irradiación, empleando colimadores multi-capas, las técnicas avanzadas de radiocirugía variando la dirección del haz de irradiación, o la técnica denominada "cuchillo gamma", por ejemplo, constituyen desarrollos importantes que facilitan la consecución del objetivo último de la radioterapia. La muerte de las células cancerosas se puede lograr con estos métodos en tiempos relativamente cortos después de la irradiación y en una situación mucho más controlada que los procesos multi-etapa de mutaciones y transformaciones celulares que pueden dar lugar a células tumorales pero en tiempos de años.

En la práctica terapéutica, sin embargo, la concentración perfecta de las dosis exclusivamente en las células tumorales no ha sido alcanzada todavía y la diferente respuesta biológica de los diferentes tejidos continúa siendo un factor importante. Por otra parte, la mayor precisión alcanzada tanto en la identificación de la posición del tumor como en la planificación de los tratamientos, aumenta los requerimientos de calidad de los datos dosimétricos, tanto en resolución local como en exactitud. En braquiterapia en particular hay una clara necesidad de alcanzar mejores datos en las cercanías de las fuentes. En la actualidad las fuentes suelen venir caracterizadas en términos de kerma en aire en el seno de aire a la distancia de 100 cm, pero sin embargo existe una clara necesidad de datos de referencia para la dosis absorbida cerca de la fuente. Esta demanda hace, por ejemplo, necesario disponer de detectores de menor tamaño para cubrir estas aplicaciones.

La terapia de captura en boro u otras posibles técnicas futuras en las que un radionucleido se deposite directamente en o cerca de la célula tumoral o incluso de su núcleo requieren atención especial. En estos casos la estructura microscópica de la célula es muy importante y la dosis absorbida no parece ser un buen parámetro en absoluto. Esta situación es muy parecida a la que se encuentra en actividades de radioprotección, en las que electrones Auger se concentran en las cadenas de DNA o en sus cercanías. La realidad es que no está en absoluto claro que magnitud sería la más adecuada para describir correctamente tales situaciones, ni siquiera si habría una magnitud que pudiera servir para ello.



¿Cuál es la situación en protección radiológica? La introducción de los factores ponderales de la radiación y de los factores para tejidos y órganos junto al factor de eficacia para dosis y tasa de dosis muestra bien a las claras que la dosis absorbida por sí misma no es un parámetro adecuado para describir la respuesta del organismo humano a la exposición a radiaciones ionizantes. Los efectos finales son además muy diferentes de los típicos en radioterapia. El camino que va desde la primera etapa de transferencia de energía a los tejidos hasta la manifestación del efecto final es un proceso con múltiples etapas sin que hoy día se sepa muy bien cual de ellas es la más importante. Obviamente, los procesos físicos que describen la interacción de la radiación primaria o secundaria con la materia están mucho mejor conocidos y entendidos que los procesos químicos o biológicos subsiguientes, en los que la capacidad de reparación correcta o errónea de las roturas dobles en las cadenas de DNA inducidas por la radiación juega un papel decisivo. Muchos otros factores pueden además tener influencia en el proceso hasta que una célula llega a convertirse en una célula tumoral.

Es por lo tanto cuestionable si una magnitud basada tan solo en la física de las etapas primarias o secundarias de la transferencia de energía, procesos que ocurren en tiempos del orden de  $10^{15}$ s, pudiera llegar a ser un parámetro de validez más universal que la propia dosis absorbida.

En principio puede suponerse que una magnitud estocástica o una magnitud que tuviera en consideración además de la propia transferencia de energía la densidad de ioni-

zación o la distribución de la densidad de carga generada a lo largo de las trayectorias de las partículas cargadas, fuera adecuada para sustituir a la dosis equivalente. Sin embargo, esta suposición quizás no es muy realista al menos en el futuro próximo y es más fácil suponer que la dosis absorbida continuará siendo la magnitud básica también en protección radiológica y probablemente por largo tiempo. En cualquier caso, propuestas innovadoras serán recibidas con gran interés y sin duda debatidas con entusiasmo, a pesar de que la ICRP decidió en informe 60 (1) abandonar cualquier aproximación microbiológica (microdosimétrica) al definir los factores correctores de dosis en tejido, introduciendo los factores ponderales de la radiación basados esencialmente en consideraciones digamos que prácticas.

### **Linealidad en la relación dosis-efecto**

En los años recientes una parte importante de los esfuerzos desarrollados en el campo de la protección radiológica se han concentrado en la región de dosis y tasas de dosis bajas. La razón es, por una parte, que los límites de dosis definidos para la protección frente a las radiaciones han sido disminuidos y por otra, a que los procedimientos de protección, como por ejemplo la manipulación de materiales radiactivos, han sido mejorados de manera general llegando, en Europa, a niveles que implican dosis medias anuales inferiores a unos pocos milisievert para las personas profesionalmente expuestas. La consecuencia es que, en combinación con el principio ALARA ("tan bajo como

sea razonablemente posible"), los esfuerzos actuales se centran en la reducción de las exposiciones ocupacionales o para miembros del público en niveles de dosis inferiores a 1 mSv/año. El resultado de todo esto es que las discusiones acerca de la fiabilidad de la linealidad de la relación dosis-efecto han aumentado de nuevo. Algunos aspectos del problema se discutirán en lo que sigue.

El asunto de como reacciona un sistema biológico a dosis muy bajas de radiación ionizante es uno de los problemas más importantes hoy en día en protección radiológica. Es bien conocido que la ICRP ha establecido una dependencia lineal entre dosis y efectos para el rango de dosis relevante en protección radiológica, es decir para dosis inferiores a aproximadamente 200 mSv. La primera razón para mantener tal recomendación es bastante simple: para dosis inferiores a los 100 mSv aproximadamente, no existen muchos datos con los que determinar una relación específica para tal rango que pudiera servir de justificación para un cambio de todo el sistema de protección radiológica.. Además los datos disponibles en ese rango de dosis realmente se refieren no a un efecto final único sino a una variedad de efectos diferentes, siendo a menudo objeto de controversia o difíciles de interpretar.

Es bien conocido que muchas reacciones biológicas muestran una dependencia no lineal con la dosis o la tasa de dosis. El comportamiento de las radiaciones de baja Transferencia Lineal de Energía (LET) es a menudo descrito por una relación con un término lineal y otro cuadrático en la dosis,  $D$ , que está basado en la teoría de acción dual

de Kellerer y Rossi (2) y en el modelo de interacción en la propia trayectoria y entre trayectorias diferentes en el DNA. Muchos detalles sobre la formación de las lesiones han sido estudiados en los años recientes así como sobre su reparación correcta o errónea (ver por ejemplo referencia 3) y sobre la relación entre los coeficientes  $a$  y  $b$  en la función lineal-cuadrática (4). No se han obtenido sin embargo respuestas decisivas y los datos obtenidos varían en función del efecto final estudiado en cada caso particular. Para alguno de los efectos considerados se han obtenido incluso dependencias de la relación dosis-efecto supralineales (5). Las radiaciones de alto LET, neutrones por ejemplo, se supone que siguen preferentemente una dependencia dosis-efecto lineal en el rango de dosis de interés en protección radiológica.

Hoy día mucha de la información que poseemos sobre los riesgos de las radiaciones proviene de estudios epidemiológicos (por ejemplo los estudios de Hiroshima y Nagasaki, o sobre efectos de tratamientos médicos) llevados a cabo en el rango de dosis por encima de 0,2 Gy y la mayoría de ellos por encima de 0,5 Gy, y por lo tanto con dosis que son altas comparadas con los pocos mSv/año o incluso dosis inferiores, que constituyen el rango de interés en la práctica de radioprotección. Con un factor de riesgo del 10% por Sievert, obtenido de los datos de Hiroshima y Nagasaki y suponiendo un factor de reducción para la dosis y la tasa de dosis (DDRRF) de 2, que tiene en cuenta los altos valores de tasa de dosis que tuvieron lugar, la ICRP ha fijado un valor del 5% por Sievert para el factor de riesgo para la exposición de la población a dosis

bajas (4% para el caso de trabajadores expuestos), siendo este valor el que se ha de aplicar para todo el rango de dosis de interés en protección radiológica. Los límites de dosis propuestos por la ICRP están basados en la suposición de una dependencia lineal para la relación dosis-efecto.

Algunos autores (ver referencia 6 por ejemplo) no están de acuerdo y critican la aplicación de la relación lineal para radiación de baja LET y para dosis por debajo de unos pocos mSv, especialmente en el rango de las dosis debidas al fondo radiactivo natural. Uno de los argumentos es que si se contemplan los estudios epidemiológicos basados en dosis inferiores a 100 mSv, hay más estudios que muestran incluso un efecto inverso en la relación dosis-efecto que al contrario. Además muchos de tales estudios no muestran efecto alguno discernible por encima de las incertidumbres inherentes al estudio. Existen varias razones obvias que explican porqué no se ven efectos en algunos de tales estudios.

En primer lugar, con una línea de base del 20-25% de la población que fallecen a causa de cáncer, es realmente difícil identificar o discernir una diferencia del orden de 0.2% entre dos subgrupos, que resultaría de una diferencia en la exposición a radiaciones ionizantes del orden de 40 mSv entre ambos subgrupos. Si se ignoran todos los elementos de confusión, para poder apreciar como significativa una diferencia como la anterior harían falta dos cohortes de más de 100 000 personas seguidas durante muchos años.... La situación podría ser más favorable si estudiamos un tipo específico de cáncer en un órgano concreto para el que la probabilidad natural de ocurrencia fuera muy ba-

ja, por ejemplo cáncer de pulmón causado por la exposición a radón o cáncer de tiroides debido a la incorporación de yodo. Pero de todas maneras se precisa un análisis estadístico muy riguroso para evitar interpretaciones erróneas.

En segundo lugar el tratamiento correcto de los elementos y factores de confusión es un problema serio. Factores dependientes del estilo de vida individual, como el fumar son muy importantes y menudo causan efectos de entidad superior a los inducidos por las radiaciones ionizantes. Además no puede excluirse tampoco la existencia de diferencias en la sensibilidad individual a la exposición a radiaciones que evidentemente influenciarán también los resultados de los tests epidemiológicos.

En tercer lugar puede ser que la existencia de una dependencia preponderantemente cuadrática o incluso la existencia de un umbral determine la inexistencia de efectos relevantes a bajas dosis. Pero hay evidencias obtenidas en estudios radiobiológicos sobre líneas celulares específicas que muestran la existencia de respuesta incluso a dosis muy bajas. Aunque la relevancia de estos hechos para la protección radiológica no es siempre muy clara.

No es posible entrar a discutir con detalle el problema de la existencia de un umbral ni la relación lineal-cuadrática para radiación de baja LET, pero si conviene dejar claro que actualmente todo nuestro sistema de protección frente a las radiaciones y especialmente la dosimetría están basados en el concepto de la dependencia lineal dosis-efecto a bajas dosis. Basándose en este concepto, las dosis bajas pueden sumarse para estimar riesgos. El impacto en la globalidad del esquema actual



para la radioprotección sería muy grande si estos conceptos de abandonar.

La aditividad de las dosis es una condición esencial para poder relacionar la dosis efectiva con los riesgos de las exposiciones a radiaciones. La magnitud dosis efectiva se define como la suma ponderada de las dosis en varios órganos (la dosis en un órgano a su vez es la dosis media en tal órgano) y el riesgo total se supone que depende tan solo de tal suma ponderada pero no de la distribución de dosis en el organismo siempre que la suma permanezca constante y las dosis individuales en los órganos permanezcan dentro del rango en el que tan solo los efectos estocásticos son relevantes.

Otra suposición es que para la estimación de riesgos las dosis bajas de radiación deben poder ser sumadas durante largos periodos independientemente de su distribución en el tiempo. Es esta una suposición básica para definir el concepto de límite de dosis anual, o por cinco años o incluso para el tiempo de vida. Es bien conocido que en el rango de dosis en el que los efectos no-estocásticos son relevantes, la distribución de la dosis en el tiempo, por ejemplo en la irradiación fraccionada en radioterapia, es muy importante respecto del efecto buscado, fundamentalmente a causa de la influencia de los procesos de reparación. A pesar de esta evidencia se supone que esta distribución no es importante en el rango de dosis bajas en el que tan solo los efectos estocásticos son relevantes para inducir reparaciones erróneas en el DNA y mutación genética que pueden, a muy largo plazo, resultar en la aparición de un cáncer.

En la práctica todo esto avala el empleo de dosímetros pasivos para el control de las dosis individuales, integrando tales dosis en periodos de un mes o aun más largos. La posibilidad y la importancia de los registros de las dosis individuales durante periodos de tiempo muy largos se fundamentan también en la suposición de aditividad. Lo mismo es cierto también para la definición y la aplicación de la magnitud dosis colectiva por la que las dosis recibidas por muchas personas se suman, independientemente de su distribución individual, siempre y cuando todas ellas estén en el rango de dosis bajas.

Es patente por lo tanto que todo el sistema de limitación de dosis empleado para la protección frente a las radiaciones depende de la suposición de aditividad, la que a su vez está basada primariamente en la asunción de que la dependencia dosis-efecto es efectivamente lineal, o como mínimo que esta dependencia puede adoptarse como una aproximación aceptablemente conservadora. Abandonar estas ideas tendría un impacto tan importante sobre las prácticas de protección radiológica, que desde luego haría falta presentar argumentos muy importantes y pruebas aceptadas de modo general antes de empezar a considerar tal abandono, a la vista de los cambios en el sistema de protección en vigor que ello supondría.

La disminución en los límites de dosis, especialmente el establecido para el público en general de 1 mSv por año, ha reavivado la discusión acerca de los riesgos asociados a los niveles bajos de radiación que están dentro del rango de variación de las dosis de origen puramente natural. Esto queda claramente ilustrado en una situación en la que yo

mismo estuve involucrado durante el año pasado.

El transporte de residuos radiactivos y de elementos de combustible gastado desde las centrales a los lugares de almacenamiento en Alemania o a las plantas de reprocesado en La Hague o Sellafield se lleva a cabo por personal de compañías de transporte acompañadas por la policía. El personal que lleva a cabo estas misiones no está usualmente clasificado como "trabajadores profesionalmente expuestos" y por lo tanto se decidió que la exposición adicional que podían recibir debería limitarse a 1 mSv/año. Una buena organización del transporte permitía asegurar que la exposición individual (en un campo mixto neutrón-fotón) del personal involucrado en un único transporte sería generalmente mucho menor que 0,2 mSv. A pesar de ello dos cuestiones se plantearon de manera repetitiva:

- 1.- Cual es la magnitud del peligro de 1 mSv, ya que es el límite fijado para el público en general
- 2.- Cual es la fiabilidad de la medida de 0.2 mSv en la dosimetría individual

Obviamente, el límite de 1 mSv fue especificado sobre la base de una respuesta dosis efecto lineal y este hecho juega por lo tanto un papel importante en una discusión como la anterior cuando el riesgo supuesto para una exposición se compara con otros riesgos de la vida humana (especialmente con su variabilidad asociada a estilos de vida diferentes). Por otra parte, un argumento importante en ese tipo de discusiones es que con respecto a la radiación natural, una dosis inferior a 1 mSv está dentro del rango de variación de las dosis de origen natural y que tales dosis no resultan en efectos

directamente observables sobre la salud y que por lo tanto no precisan de cuidado especial alguno. Sin embargo, no es posible derivar de estos argumentos estimaciones cuantitativas para los riesgos, excepto que son muy bajos.

La cuestión acerca de la fiabilidad de la dosimetría personal se discutirá mas adelante.

### Los factores ponderales de la radiación

En el informe 60 de la ICRP la nueva magnitud dosis equivalente (equivalent dose) empleada para definir las dosis en órganos y la dosis efectiva se basaba en la definición de nuevos factores ponderales de la radiación, WR. Estos factores han sido definidos es sustitución del factor de calidad, Q, empleado con anterioridad para definir el equivalente de dosis (dose equivalent). En lo que sigue se harán algunas precisiones acerca de los factores ponderales de la radiación para neutrones y protones.

Mientras que Q como una función de la transferencia lineal de energía, LET, esta basada en la idea conceptual de la importancia que la densidad de energía transferida a lo largo de la trayectoria de una partícula cargada tiene para la eficiencia biológica relativa de los diferentes tipos de radiación ionizante, la definición de los factores ponderales de la radiación básicamente ignora cualquier detalle de los mecanismos de transferencia. Por ejemplo, en exposiciones internas cualquier variación de la calidad de la radiación en el cuerpo humano no se tiene en cuenta. Los valores de los factores ponderales están relacionados exclusivamente con la radiación primaria.

De esta manera los factores promedian la eficiencia sobre un cuerpo humano de cualquier tamaño y sexo. Se considera que esta estimación tan poco refinada es sin embargo suficientemente precisa para aplicaciones prácticas, teniendo en cuenta las incertidumbres en la definición de los coeficientes para la estimación del riesgo derivado de las exposiciones.

La pregunta que continua por resolver es: ¿Son fiables los fundamentos básicos con los que se seleccionan los valores para los factores ponderales de radiación? Obviamente tales valores deben ser seleccionados de forma que describan la eficiencia relativa de la radiación con respecto a los efectos biológicos que sean más importantes para la práctica de la protección radiológica, como la inducción de cáncer y la mortalidad. Otros procesos cuya eficiencia radiobiológica haya sido ya estudiada deben también analizarse cuidadosamente desde el punto de vista de su relevancia para la estimación de tales efectos.

La eficiencia radiobiológica (RBE) de los neutrones se define como la razón de las dosis de fotones y neutrones que producen los mismos efectos. Debido a la relación lineal-cuadrática dosis-efecto para fotones según las teorías de Kellerer y Rossi (2), el factor RBE para neutrones debe aumentar al decrecer la dosis hasta valores bajos de dosis para los que alcanza su valor máximo denominado RBEM (7). Para diferentes tipos de efectos finales se han obtenido diferentes valores para el RBEM, (consultar por ejemplo la referencia 8), y sobre la base de esos datos y con alguna otra consideración la ICRP ha llegado a especificar valores para los factores ponderales WR para neutrones en el rango

de 5 a 20. Podría cuestionarse si está justificado deducir esos valores para WR directamente desde los de RBEM. Tal y como ha sido discutido anteriormente la relación lineal-cuadrática para fotones ha sido reemplazada por la aproximación lineal, lo que puede tomarse como una aproximación conservadora, para el rango de dosis inferior a aproximadamente 200 mSv. Con esta condición, por lo tanto, la relación asumida es la puramente lineal tanto para fotones como para neutrones y por lo mismo la eficiencia relativa (RBE) entre estos dos tipos de radiaciones debe ser constante. Todas estas ideas han sido recogidas por la CIRRPC (9) y deben ser cuidadosamente consideradas y discutidas al evaluar valores para los WR a dosis bajas.

Mi segunda consideración se refiere a los factores ponderales para neutrones y protones a altas energías. A ambos tipos de radiación se les ha asignado el mismo valor de cinco. Un valor idéntico para ambos tipos de partículas puede estar justificado para muy altas energías, por encima de aproximadamente 500 MeV, ya que en esa región el modo de interacción principal par producir efectos de protones y neutrones es el mismo. Pero para energías no tan altas ese no es el caso. Los protones pueden ser detenidos dentro de un cuerpo a causa de su interacción electromagnética lo que no es posible para los neutrones. Cálculos realizados adoptando el concepto del factor de calidad han mostrado que puede haber una fuerte discrepancia entre el factor de calidad medio calculado promediando Q sobre todo el organismo y el valor 5 asignado a ambos tipos de partículas a altas energías. Este hecho puede ser la causa de que para



energías por encima de 30 MeV e irradiación frontal la magnitud operacional dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$ , no sea una aproximación conservadora de la dosis efectiva, E, (ver ref. 10).

### **Dosimetría Individual**

La Directiva Europea de 1996 sobre Protección frente a las Radiaciones (11) debe ser transferida a las regulaciones nacionales antes del año 2001. Esta Directiva incluye las nuevas magnitudes operacionales para el control personal,  $Hp(10)$  y  $Hp(0.07)$ . Aunque ha habido críticas sobre el hecho de que estas magnitudes no siempre proporcionan una estimación conservadora de la dosis efectiva que una persona puede recibir (por ejemplo en irradiaciones posteriores cuando el dosímetro se lleva en la parte frontal), la dosis efectiva es una magnitud realista desde el punto de vista de que no exige más de lo que puede conseguirse con una medida realizada por un solo dosímetro llevado sobre el cuerpo.

Por lo que respecta a la dosimetría de fotones de baja energía el desarrollo de nuevos dosímetros individuales debe ser más simple que antes de emplear estas nuevas magnitudes operacionales. Los dosímetros antiguos deben modificarse con relación a los filtros empleados y a su respuesta angular.

Al ser  $Hp(10)$  una magnitud para cualquier tipo de radiación penetrante, resulta más atractivo desarrollar dosímetros capaces de medir todos los tipos de radiación, por ejemplo fotones, neutrones o radiaciones en campos mixtos. Puede resultar también interesante combinar en un solo instrumento la medida de  $Hp(10)$  y de  $Hp(0.07)$ . La medida de dosis en

campos mixtos fotón-beta puede ser también de gran interés en situaciones en las que se presume la existencia de contaminación.

El primer asunto que querría mencionar es sobre la necesidad de realizar medidas de dosis individuales para dosis muy bajas, por ejemplo muy por debajo de 1 mSv. Los dosímetros personales actuales han sido diseñados esencialmente para aplicaciones de control de las personas ocupacionalmente expuestas. Esto implica que lo que se controla es que las dosis individuales sean inferiores o incluso muy inferiores a los valores de dosis establecidos para la exposición ocupacional. Se acepta generalmente que para cumplir con exactitud suficiente este objetivo un dosímetro personal ha de tener un límite inferior de detección del orden de 100 a 200  $\mu$ Sv. Para un registro mensual de las dosis individuales, se considera aceptable una incertidumbre del orden de 0.1 mSv.

Sin embargo, si una persona no clasificada como "ocupacionalmente expuesta", necesitara ser controlada respecto de su nivel individual de exposición (este no es el caso usualmente!), cabría preguntarse con qué exactitud habría que determinar tal dosis individual y si un umbral de detección de alrededor del 20% del valor límite de dosis que ha de ser controlado en este caso sería suficiente.

Anteriormente, ya mencioné al policía que vigilaba un transporte de residuos radiactivos, en el que había que medir exposiciones del orden de 200  $\mu$ Sv. Es de sobra conocido que dosis por debajo de unas décimas de mSv no constituyen un problema importante en protección radiológica. Sin embargo, podría ser una buena medida de tipo psicológico permitir y capacitar a tal policía para compro-

bar la tasa de exposición y la exposición total recibida. Esto requiere la medida de dosis individuales incluso inferiores a 200  $\mu$ Sv. Mientras que los dosímetros activos hoy día existentes para fotones son suficientemente sensibles para ese cometido, no es así para el caso de neutrones.

El mejor instrumento para una aplicación de este tipo sería un dispositivo activo con las siguientes especificaciones:

- capacidad de medida para fotones y neutrones en dosis y tasa de dosis
- alta sensibilidad: alrededor de 10-20  $\mu$ Sv
- capacidad de alarma
- capacidad de lectura exterior, por ejemplo como en un detector portátil
- tamaño no mucho mayor que el de un sistema pasivo.

La gran ventaja de un dispositivo como el descrito sería que mostraría también al usuario la contribución debida a la radiación natural de fondo. También podría ser puesto en marcha y parado por el usuario y además suministraría la información dosimétrica de modo inmediato y no después de meses. Todos estos son factores psicológicos importantes para el caso específico descrito, pero pueden serlo también en otros casos.

Parece claro que el tamaño de los dispositivos de tipo activo no ha alcanzado aun su límite inferior teniendo en cuenta las posibilidades de la microelectrónica. Por otra parte hay que decir que desarrollos especiales, fabricando solo un número muy limitado de dosímetros, pueden resultar demasiado caros o requerir colaboraciones en gran escala. A menudo sin embargo, los microcircuitos ya disponibles presentan propiedades que pueden ser empleadas en dosimetría, un ejemplo son algunos microprocesadores que disponen de memoria suficiente como para poder

realizar análisis de espectros u otro tipo de cálculos de interés dosimétrico.

Los sistemas pasivos sin embargo mantendrán su importancia. Su precio es mucho menor y para control rutinario, en donde más del 90 % de los dosímetros empleados muestran lecturas equivalentes a dosis cero, los dosímetros pasivos son adecuados para tales controles. Sin embargo, en esos dispositivos no es posible incorporar alarmas y la cuestión por decidir es si este requerimiento puede llegar a ser importante en determinadas circunstancias, en las que por haber alcanzado un alto nivel de protección radiológica, las dosis residuales resultantes de operaciones rutinarias ya son muy bajas siendo más importante evitar exposiciones accidentales ocasionales, detectables tan solo con dispositivos activos.

### Referencias

1. ICRP. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Annals of the ICRP 21 (1-3) (1991)
2. Kellerer, A.M. and Rossi, H.H. A Generalized Formulation of Dual Radiation Action. Radiat. Res. 75, 471-488 (1978)
3. Goodhead, D.T., O'Neill, P. and Menzel, H.G. (Eds) Microdosimetry – An Interdisciplinary Approach. The Royal Society of Chemistry (Cambridge) (1997)
4. Greiner, R., Virsik-Peuckert, P. and Harder, D. Biophysikalische Forschungsergebnisse zum Wirkungsmachanismus der Induktion von Chromosomenaberrationen durch Ionisierende Strahlung. To be published (1998)
5. UNSCEAR. Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Publications (New York) (1993), 668-669
6. Katz, R. and Waligorski, M.P.R. On the

Linear Extrapolation to Low Doses. Radiat. Prot. Dosim. 32 (1-4) 197-199 (1994)

7. ICRU. The Quality Factor in Radiation Protection. ICRU Report 40. ICRU Publications (Bethesda, MA) (1986)

8. Edwards, A.A. Relative Biological Effectiveness of Neutrons for Stochastic Effects. Documents of the NRPB 8 (2) 3-25 (1997)

9. CIRRPC. Neutron Quality Factor. Science Panel Report No 10 (1995)

10. ICRP. Conversion Coefficients for Use in radiological protection against External Radiation. ICRP Publication 74. Annals of the ICRP 26 (3-4) (1996)

11. Commission of the European Communities. Council Directive 96/92/EURATOM/ Laying Down the Basic Safety Standards for the Protection of the Health of Workers and the General Public Against the Dangers Arising from Ionising Radiation. EC Journal Series L No 159 (1996)



# RADIOPROTECCIÓN

REVISTA DE LA SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA



## La Revista especializada en Protección Radiológica

*El vehículo publicitario idóneo para transmitir el mensaje  
de su Empresa a todos los profesionales de este Campo.*

**Publicidad: Senda Editorial, S.A.**

Isla de Saipán, 47 - 28035 Madrid • Tel.: 91 373 47 50 • Fax: 91 316 91 77 • e-mail: senda@sendaeditorial.com



# Investigación e Innovación en Dosimetría de Radiaciones

Antonio Delgado

CIEMAT

## RESUMEN

*En este trabajo se presentan algunas líneas de investigación relevantes en Dosimetría de Radiaciones, en algunas de las cuales se ha producido innovación destacable en los últimos años. En otras líneas la innovación está por venir y es necesaria a la vista de la insuficiencia de los métodos y técnicas actuales. Se hace mención a la Dosimetría por Termoluminiscencia, TLD y a la mejora que suponen los nuevos métodos de cálculo desarrollados para el análisis de las complejas curvas TL. Se describe de manera somera una técnica recientemente propuesta de dosimetría de estado sólido, la Luminiscencia Inducida Ópticamente, OSL, que promete ventajas apreciables respecto de TLD para aplicaciones tales como la dosimetría personal y ambiental. La necesidad de mejorar las características de los dosímetros personales para neutrones se comentan a continuación, haciendo referencia a desarrollos muy recientes. Se trata también la situación de la dosimetría para estudios de radiobiología, con referencia a la controversia sobre la utilidad de la magnitud dosis absorbida para tales estudios y finalmente se resume la especial problemática que presenta la dosimetría interna.*

## SUMMARY

*In this article some relevant lines of research in radiation dosimetry are presented. In some of them innovative approaches have been recently proposed in recent years. In others innovation is still to come as it is necessary in view of the insufficiency of the actual methods and techniques. Mention is made to Thermoluminescence Dosimetry and to the improvement produced by new computational methods for the analysis of the usually complex TL signals. A solid state dosimetric technique recently proposed, Optically Stimulated Luminescence, OSL, is briefly presented. This technique promises advantages over TLD for personal and environmental dosimetry. The necessity of improving the measurement characteristics of neutron personal dosimeters is commented, making reference to some very recent developments. The situation of the dosimetry in connection with radiobiology research is overviewed, commenting the controversy on the adequacy and utility of the quantity absorbed dose for these activities. Finally the special problematic of internal dosimetry is discussed.*

## Introducción

El término "dosis", en sus varias acepciones es un parámetro esencial en cualquier situación relacionada con las radiaciones, tanto en aquellas en las que intencionadamente se produce una exposición buscando un efecto beneficioso, como en las que por el contrario lo que se pretende es limitar la exposición para así limitar también riesgos. La "cantidad" (y la "calidad") de la radiación involucrada es determinante para producir el efecto esperado, en radioterapia por ejemplo, minimizando efectos no

deseados y es también determinante para aceptar o rechazar, desde el punto de vista de la protección frente a las radiaciones, situaciones que se presentan habitualmente en actividades laborales realizadas en presencia de radiaciones. La necesidad de estimar dosis de radiación es pues general en todo el amplio espectro de actividades con radiaciones ionizantes.

En ocasiones los valores de dosis se estimarán partiendo de otro tipo de medidas, actividad de un radionucleido por ejemplo, empleando factores de conversión. En otros casos se calcularán partiendo de un cierto conocimiento del campo de radiación empleando códigos de cálculo de tipo Monte Carlo. Pero en la mayoría de los casos la estimación de las dosis involucradas en un proceso o en una situación se hace directamente empleando técnicas experimentales de medida con detectores, dosímetros, sensibles de un modo u otro a la energía depositada por el campo de radiación en una masa determinada. Gran parte de la investigación en dosimetría de radiaciones se ha dirigido precisamente al desarrollo de nuevos métodos y nuevos materiales susceptibles de ser empleados como dosímetros de radiación.

El desarrollo experimentado por los métodos experimentales de dosimetría en los últimos años ha sido espectacular, particularmente para la medida de las dosis producidas por radiación externa. Esto es así hasta el punto de que en algunos ambientes se piensa que los niveles de dosis que pueden ser medidos y la exactitud con la que se determinan, son ya suficientes teniendo en cuenta las incertidumbres mucho mayores asociadas a los efectos

que tales dosis producen. Esta forma de pensar es consecuencia desde luego del notorio éxito alcanzado en décadas de esfuerzo investigador a nivel internacional, produciendo desarrollos plausibles ya en situación comercial. Pero es éste sin duda un punto de vista excesivamente generalista, inmantenible para numerosas aplicaciones que continúan hoy día sin soluciones aceptables, tanto en dosimetría externa como en interna. Por otra parte es una evidencia que desarrollos realizados en otros sectores de la ciencia y la tecnología, por ejemplo en nuevos materiales, en microelectrónica o en micro y nano dispositivos, se pueden aplicar a la dosimetría de radiaciones propiciando la aparición de nuevos sistemas de medida con ventajas operacionales respecto de los convencionales, aun siendo éstos soluciones aceptables por si mismos. La innovación es desde luego un hecho vigente y necesario para la dosimetría de radiaciones, abarcando tanto investigación fundamental como aplicada y por supuesto nuevos desarrollos tecnológicos.

El presente trabajo pretende llamar la atención sobre algunas de las actividades en dosimetría de las radiaciones en las que se ha producido innovación destacable, o en las que tal innovación es deseable debido a la insuficiencia de las disponibilidades tecnológicas actuales. También trataré de mencionar sectores con potencial de futuro en los que las ventajas que se avizoran compensan el riesgo y el esfuerzo investigador para superar dificultades tanto conceptuales como técnicas. La elección de los temas a tratar se ha hecho buscan-

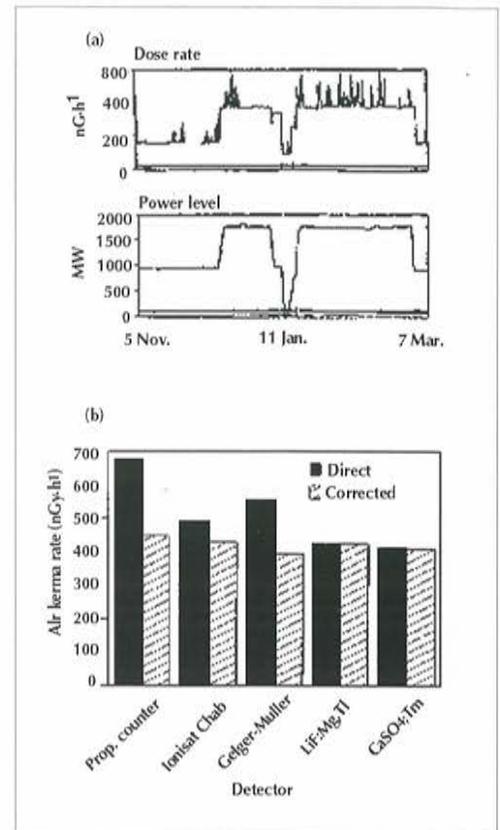


Figura 1.

do un balance entre el interés inmediato para los lectores de RADIODROTECCIÓN, teniendo en cuenta por tanto su posible impacto en la situación de la dosimetría en nuestro país. Pero también buscando aportar nuevos hechos y actividades de interés más universal, aunque a primera vista pudieran parecer un tanto esotéricos si se juzgaran exclusivamente por su interés práctico en el corto plazo.

Quiero hacer notar que un trabajo de tema e índole similar (1) me fué solicitado no hace mucho tiempo, con ocasión del VII Congreso de la SEPR (IV de Países Europeos del Mediterráneo Occidental), el recordado Congreso de Barcelona, para su clausura. El presente

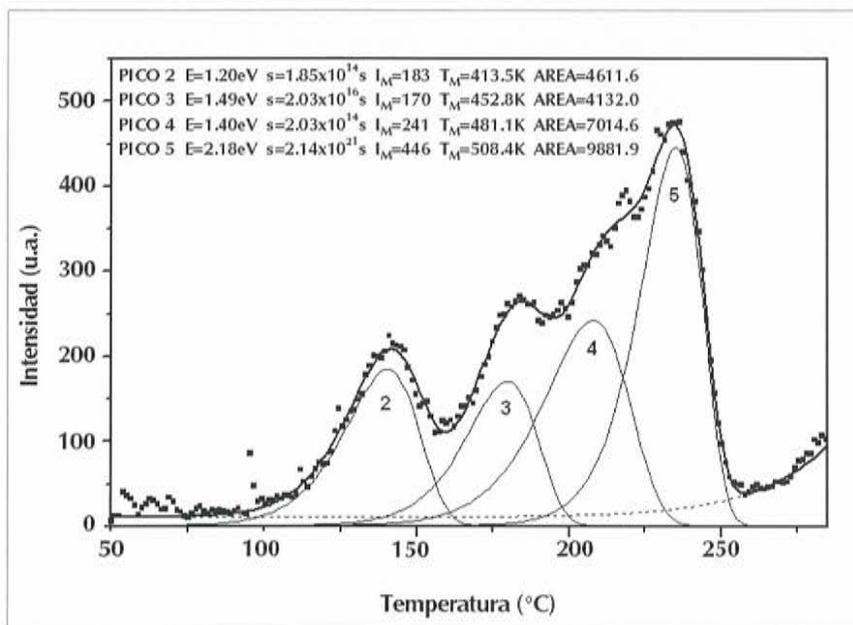


Figura 2

trabajo toma al anterior como guía o como núcleo, siguiendo un esquema parecido, presentando de nuevo alguno de los asuntos que ya se trataron pero incorporando otros. En buena medida el trabajo que ahora se publica es continuación o ampliación del presentado en Barcelona.

Comenzaré glosando algunas de las novedades recientes habidas en el campo de la dosimetría realizada con métodos y técnicas de estado sólido, aprovechando para ello el muy reciente 12 Congreso Internacional de Dosimetría de Estado Sólido, celebrado en Burgos el año pasado organizado por el grupo de dosimetría del CIE-MAT. Allí se presentaron nuevos materiales termoluminiscentes, nuevos métodos de análisis de la información dosimétrica y también y como hecho destacado la confirmación de la técnica de OSL (Luminiscencia Estimulada Ópticamente) como una alternativa muy

interesante a la Termoluminiscencia para varias aplicaciones dosimétricas, entre ellas dosimetría ambiental, personal y también retrospectiva o de accidente. Trataremos más adelante algunos de esos temas.

Se comentará también la situación actual de la dosimetría personal de neutrones, de sus logros, dificultades y necesidades de futuro, haciendo referencia particular a las perspectivas de futuro de dispositivos empleando semiconductores, para la dosimetría personal de neutrones. Se analizarán las dificultades que desde el sector de la radiobiología se expresan sobre el empleo de la dosis absorbida como una magnitud adecuada para caracterizar situaciones a nivel celular o intracelular, incluso empleando herramientas microdosimétricas. Se hará referencia a un problema de tipo conceptual que parece tomar cuerpo ante determinadas evidencias sobre la inadecuación de magnitudes basadas en

la transferencia de energía para describir efectos biológicos de las radiaciones.

Finalmente, se abordará la muy compleja situación de la dosimetría interna, sector en el que quizás la necesidad de nuevos sistemas de detección, que existe sin duda, está oscurecida por otros asuntos tales como la complejidad de los modelos biocinéticos o biofísicos y la variabilidad en las estimaciones de parámetros esenciales para el cálculo de las dosis comprometidas. En una situación como la presente en dosimetría interna la necesidad de las intercomparaciones de medidas y también de métodos de cálculo de dosis es importante y se hará referencia a ello en lo que sigue.

### ***Nuevos métodos de análisis en dosimetría por termoluminiscencia.***

La termoluminiscencia (TL) de sólidos es un método con gran tradición en dosimetría de radiaciones. De hecho, una abrumadora mayoría de las medidas en aplicaciones tan relevantes como las de dosimetría personal y medioambiental se realizan hoy en día por métodos termoluminiscentes, lo que también ocurre en las numerosas aplicaciones clínicas de las radiaciones. A través de un considerable esfuerzo investigador se han ido solventando los problemas que inicialmente presentaban las técnicas TL, a veces consideradas como excesivamente complejas para aplicaciones rutinarias, presentando señales complicadas y numerosos parámetros de influencia difíciles de controlar por algunos usuarios. Sin embargo, cuando se emplean procedimientos de trabajo adecuados,

aplicados con corrección y reproducibilidad la dosimetría por termoluminiscencia (TLD) es una técnica con alto nivel de fiabilidad y en ocasiones con ventajas respecto a otros métodos alternativos.

Que esto es así puede apreciarse en la figura 1, tomada de un trabajo reciente publicado por un grupo de expertos de la UE, presentando los resultados obtenidos en medidas de dosis ambientales en las cercanías de la central nuclear británica de Hinkley Point (2). Se utilizaron en el ejercicio diversos sistemas de medida activos con detectores de cámara de ionización, proporcionales y Geiger-Muller, y también pasivos: dos sistemas TLD: LiF:TLD-100 y  $\text{Li}_2\text{Be}_4\text{O}_7\text{:Cu/SO}_4\text{Ca:Tm}$ . El control se extendió durante varios meses en los que la central, con dos grupos de funcionamiento independiente, pasó por varias situaciones de potencia (MW) como se representa en la gráfica inferior de la figura 1a. Inicialmente la central estuvo al nivel de potencia inferior ya que tan solo uno de los grupos estaba en operación. Se alcanzó después la potencia máxima al comenzar a operar también el segundo grupo. Siguió un corto periodo de tiempo en el que ambos grupos estuvieron parados, entrando a continuación los dos grupos en operación, produciendo de nuevo el nivel máximo de potencia. Todo esto se puede apreciar en el gráfico progresando de izquierda a derecha.

La gráfica superior de la figura 1a representa la distribución continua de medidas producida por uno de los detectores activos. Puede observarse como estas medidas tienen una evolución con el tiempo muy parecida a la de la potencia de operación de la central: hay

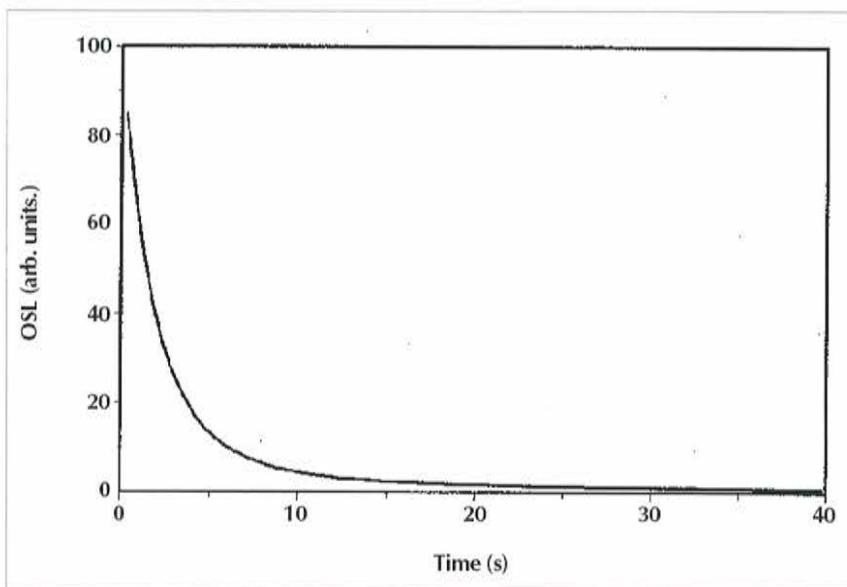


Figura 3

una componente de las medidas más estable que sigue fielmente a la potencia de operación, sobre la que se superponen picos fluctuantes, rápidos y de corta duración. En el intervalo en que la potencia fue cero, las medidas caen a los valores de dosis característicos del fondo radiactivo natural con sus componentes de origen cósmico y terrestre. El empleo de técnicas de espectrometría gamma simultáneamente a las medidas de dosis permitió identificar el origen, nada sorprendente por otra parte, de cada una de las restantes componentes. La componente función del nivel de potencia era debida a los fotones de 6.129 MeV del  $\text{N}^{16}$  producidos via la reacción  $\text{O}^{16}(\text{n,p})$  originada en el  $\text{CO}_2$  contenido en el circuito primario de refrigeración de los reactores de Hinkley Point. Los picos fluctuantes y de corta duración eran debidos a los gamma de 1.294 MeV del Ar-41 contenido en el penacho de la torre de refrigeración, se detectaban cuando el penacho se dirigía a la zona ocupa-

da por los detectores y dejaban de serlo al alejarse, en un proceso de distribución aleatoria.

La gráfica inferior de la figura 1a representa las estimaciones para la dosis ambiental total en el periodo completo de control, se presentan las medidas directas sin ninguna corrección por la composición (energía e intensidad relativa de cada componente) del campo de radiación (en oscuro) y después de efectuar tal corrección (rayado). Puede observarse que las medidas directas de los detectores pasivos tienden a sobreestimar la dosis total, convergiendo a un valor común cuando se corrige por las características del campo de radiación según la respuesta de cada detector. Por el contrario la medida de los TLDs coincide directamente con el valor común sin necesidad de efectuar corrección alguna, de hecho los valores directos y los corregidos son prácticamente idénticos según puede apreciarse en la figura. La buena respuesta con la energía del TLD-100 y la excelente capacidad

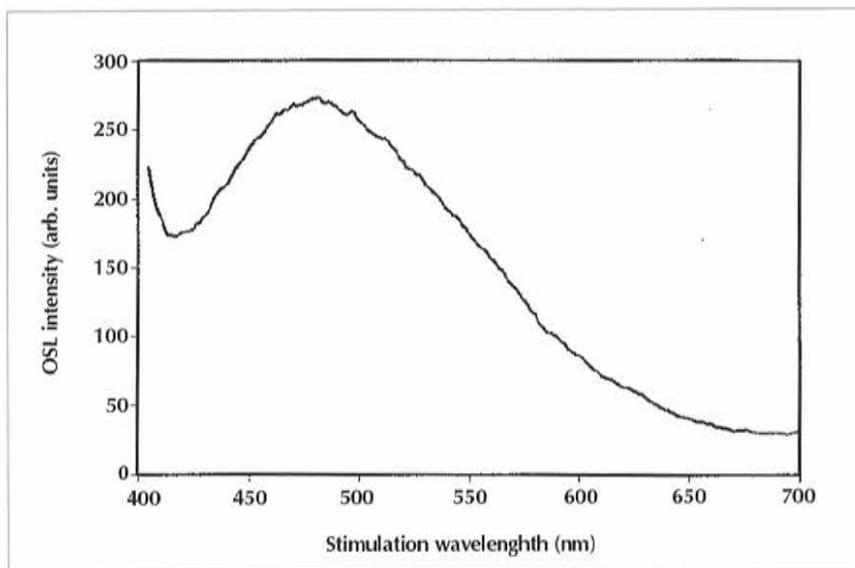


Figura 4

discriminante del dosímetro compuesto de  $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7:\text{Cu}/\text{SO}_4\text{Ca}:\text{Tm}$  permiten obtener esos buenos resultados.

En la mayoría de las actividades de control ambiental no se dispondrá de un conocimiento tan exhaustivo de la composición del campo de radiación y no podrán de hecho efectuarse correcciones a las medidas directas, por lo que las buenas características de los TLDs son ciertamente ventajosas en tales condiciones. Evidentemente los dosímetros integradores no tienen la capacidad de producir medidas en continuo de los activos y por lo tanto son inútiles para sistemas de alarma. Pero si se requiere una estimación cuantitativa de las dosis resultantes de una situación determinada los detectores activos podrían producir estimaciones de inferior calidad que los pasivos. Hay que decir que los detectores activos empleados para el experimento descrito fueron todos de la máxima calidad (y quizás precio) en su tipo.

Después de esta pequeña reivindi-

cación de la idoneidad de TLD como método dosimétrico, que a buen seguro a algunos les parecerá ociosa y a otros pretenciosa, querría hacer notar que tan buenos resultados pueden además obtenerse por procedimientos de medida bastante simples. A ello contribuyen algunos desarrollos recientes sobre métodos de análisis por ordenador de las señales TL que constituyen verdaderos sistemas expertos para la evaluación dosimétrica de tales señales. Estos métodos de análisis permiten en muchos casos una simplificación muy importante de los procedimientos convencionales de medida, que pueden reducirse en la mayor parte de las situaciones a la simple lectura de los dosímetros sin necesitar, por ejemplo, de alambicados tratamientos térmicos adicionales a la lectura de los dosímetros.

Es cierto que en algunos casos, notoriamente en el  $\text{LiF}$  TLD-100 el material más empleado en TLD, las señales TL son inconvenientemente complejas, fruto de la coexistencia de varios procesos físicos, con dife-

rente utilidad para dosimetría, que generan picos TL característicos de cada proceso, según puede apreciarse en la figura 2. En general los picos que aparecen a baja temperatura son menos útiles o incluso totalmente inútiles para dosimetría dada su tendencia a desaparecer espontáneamente a temperatura ambiente, perdiéndose la información dosimétrica. Pero las curvas de TL aún siendo complejas no son arbitrarias, quiero decir que su forma, el número y la intensidad relativa de los picos que la componen, son estables y reproducibles si se mantienen reproducibles las condiciones de trabajo, lo que ha de ocurrir no solamente en TLD sino en cualquier otro método dosimétrico. Además la forma de los picos TL es bien conocida y está descrita por expresiones matemáticas en función de unos pocos parámetros de naturaleza física. Todo este conocimiento previo puede emplearse para hacer una evaluación muy minuciosa de las curvas TL utilizando procedimientos matemáticos de cálculo para su análisis (Glow Curve Analysis, GCA), separando la contribución de cada pico, discriminando a los no válidos y aceptando tan solo la contribución de los idóneos.

Se han desarrollado programas de cálculo para el análisis de curvas TL con fines dosimétricos de diversa complejidad. Los más completos realizan la resolución completa de la curva en sus picos individuales obteniendo los mejores valores para los parámetros de cada pico así como su área, tal y como puede verse en la figura 2 que representa los resultados del análisis de la curva del  $\text{LiF}$  TLD-100. Otros programas realizan

un análisis simplificado analizando la forma global de la curva, sin resolver picos pero identificando determinados puntos singulares en ella: máximos, mínimos o puntos de inflexión, que permiten separar las señales genuinamente TL del fondo instrumental, identificando la región de interés dosimétrico, excluyendo de la misma a los inestables picos de baja temperatura. El área de esta región es el dato dosimétrico primario producido por el programa de análisis. Con los ordenadores tipo PC actuales, los programas para el análisis completo de una curva compleja de TL, como la del TLD-100 puede requerir un tiempo de cálculo no superior a 1 segundo; los métodos simplificados para el mismo tipo de curva producen resultados en milisegundos, es decir de modo quasi-instantáneo.

El grupo de dosimetría del CIEMAT ha sido pionero en el desarrollo de programas para el análisis numérico de curvas TL, programas que actualmente están plenamente operativos en diversos laboratorios, habiendo sido descritos en varias publicaciones (2,3,4). El desarrollo final y la demostración de su viabilidad se llevó a cabo en dos proyectos de investigación de la Unión Europea, recibiendo también financiación y apoyo del Consejo de Seguridad Nuclear y del Fondo de Investigaciones Sanitarias. Recientemente, un número especial de Radiation Protection Dosimetry se ha dedicado al tema de los métodos numéricos de análisis de curvas TL y su aplicación a la investigación de nuevos materiales y a dosimetría (5), donde el lector podrá encontrar información abundante sobre

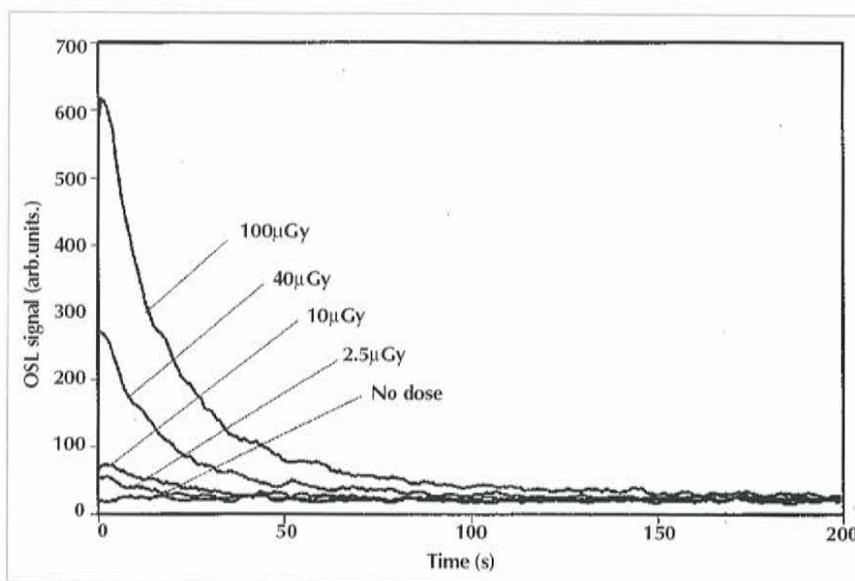


Figura 5

los diferentes métodos de análisis y las ventajas que proporcionan.

Las ventajas de los métodos de análisis por ordenador sobre los métodos de evaluación convencionales permiten mejorar la calidad de los resultados y además con procedimientos de medida considerablemente más sencillos. Al mismo tiempo al ser las curvas TL sensibles a las condiciones de trabajo, los métodos de análisis detectan y ayudan a evitar artefactos de medida generados por alteraciones tanto en las condiciones de medida como en los propios dosímetros (contaminaciones por ejemplo) ante los que están inermes los sistemas convencionales, que tan solo integran la señales emitidas en un intervalo fijo de temperaturas, sin efectuar otras consideraciones.

Bien, hasta aquí se ha expuesto con algún detalle, una línea de innovación reciente que ha mostrado su utilidad para mejorar la calidad de los resultados de una

técnica de muy amplia utilización como es TLD, mejorando también su propia fiabilidad como método dosimétrico y por ende también facilitando la confianza de los usuarios en sus medidas. Como ya se ha mencionado buena parte del desarrollo de las técnicas de análisis numérico de curvas TL se ha hecho en nuestro país, por el grupo del CIEMAT, que ya ha transferido sus programas de análisis a otros laboratorios y servicios nacionales e internacionales, estando en disposición de seguir haciéndolo si fuera requerido para ello.

### **OSL: Luminiscencia Inducida Ópticamente**

La OSL es una técnica dosimétrica emparentada con la TL al menos en el sentido de que los procesos por los que se almacena energía en los materiales irradiados son los mismos que en TL. Existen en los materiales OSL, trampas para electrones

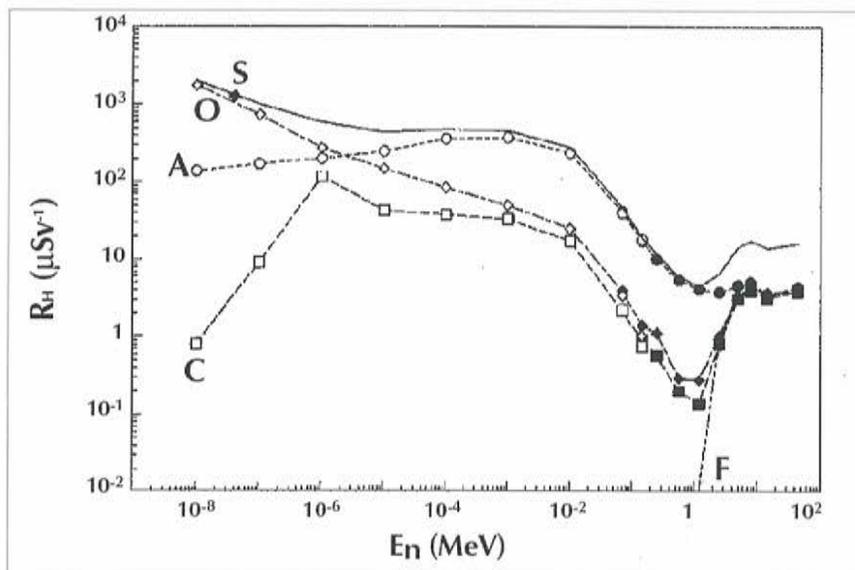


Figura 6

situadas en la región prohibida de energía en el sólido que constituye la matriz que generalmente están asociadas al contenido de impurezas del mismo. La diferencia reside en el mecanismo de estimulación. En TL la estimulación subsiguiente a la exposición es de origen térmico, calentando el sólido (el dosímetro) hasta una temperatura suficiente como para liberar a los electrones atrapados y provocar su recombinación radiativa. Por el contrario, en OSL la estimulación es de naturaleza óptica, iluminando el sólido con luz de longitud de onda adecuada, para excitar a los electrones atrapados hasta la banda de conducción donde se pueden mover libremente hasta recombinarse en un centro radiativo, también asociado al contenido de impurezas o de defectos del sólido.

Mientras que en TL las emisiones luminiscentes obtenidas durante el calentamiento de los dosímetros tienen la conocida estructura de picos más o menos superpuestos que puede apreciarse en la figura 2,

en OSL durante la estimulación óptica se obtiene en respuesta una emisión de intensidad decreciente desde un valor máximo que se alcanza casi de inmediato al comenzar la excitación, disminuyendo en unas pocas decenas de segundos hasta un nivel de intensidad muy bajo que continua decreciendo con una constante de tiempo muy larga. En la figura 3 se representa la curva de desexcitación OSL obtenida de un cuarzo natural, empleado en un experimento de datación geológica.

El potencial de la OSL para dosimetría fue puesto por vez primera de manifiesto por Huntley, Geoffrey-Smith y Thewalt en un trabajo publicado en 1985 (7) en aplicaciones de datación de sedimentos. Estos autores emplearon la emisión verde de un laser de argón (514.5 nm) para la estimulación de sus muestras de cuarzo. La relativa complejidad del dispositivo empleado impidió el uso generalizado de la OSL como técnica dosimétrica hasta que se demostró

la posibilidad de realizar la estimulación con luz infrarroja, empleando diodos luminiscentes muy simples y poco costosos (8) o con lámparas de espectro amplio con filtros ópticos. Evidentemente, las etapas de estimulación, empleando niveles de luz altos y la de detección de la emisión OSL más bien débil deben estar perfectamente desacopladas para evitar interferencias. Esto viene favorecido, pero no garantizado, al tener lugar ambas emisiones en regiones espectrales diferentes.

El dato dosimétrico en OSL puede ser bien la amplitud máxima en la curva de desexcitación o mejor el área encerrada en la misma. Las condiciones de estimulación han de permanecer estables, en especial su espectro y la duración del impulso de excitación. Respecto de este último parámetro, hay dos modos de funcionamiento, en onda continua (CW) o pulsada (PW). En el primer modo la desexcitación se registra durante el tiempo de excitación, mientras que en el segundo, lo que se mide es la desexcitación después de finalizada la estimulación (8,9). En este segundo modo los problemas de interferencia entre las etapas de estimulación y de emisión OSL obviamente no existen. Se suelen emplear pulsos de unos pocos milisegundos y potencias por pulso de unos pocos decenas de milivatios. Una ventaja adicional del modo pulsado es la posibilidad de realizar múltiples lecturas del mismo material o dosímetro, ya que en los pocos ms de estimulación tan solo se vacían algunas de las trampas que fueron llenadas durante la exposición a radiación ionizante. En el modo continuo el vaciado es generalmente

completo o al menos muy importante.

Las técnicas de OSL se han venido empleando profusamente desde hace aproximadamente una década para datación geológica y arqueológica, pero no para dosimetría convencional. Aunque se ha empleado para actividades de dosimetría retrospectiva en la que se utilizan materiales naturales, cuarzo fundamentalmente, como dosímetros, no ha sido así en dosimetría personal o medioambiental a pesar del potencial obvio que la OSL presenta para tales aplicaciones. En mayor o menor medida los mismos materiales empleados en TLD pueden emplearse para OSL. Especialmente aquellos que muestran "fading" o desvanecimiento de las señales TL por exposición a la luz ambiente, ya que ello es un signo directo de la existencia de procesos estimulados ópticamente, esto es de respuesta OSL.

Además la OSL presenta determinadas ventajas respecto de TL, que derivan en primer lugar de la posibilidad de efectuar las medidas a temperatura ambiente, evitando así los efectos de quenching térmico de las emisiones TL y por tanto esperándose una mayor sensibilidad en la medida de dosis. Por otra parte en OSL se puede trabajar directamente con trampas profundas, eligiendo adecuadamente el espectro de excitación. Estas trampas constituyen un problema en TL, ya que aunque no se detectan en los calentamientos usuales en los ciclos de lectura empleados en dosimetría, afectan a la respuesta TL al competir con las

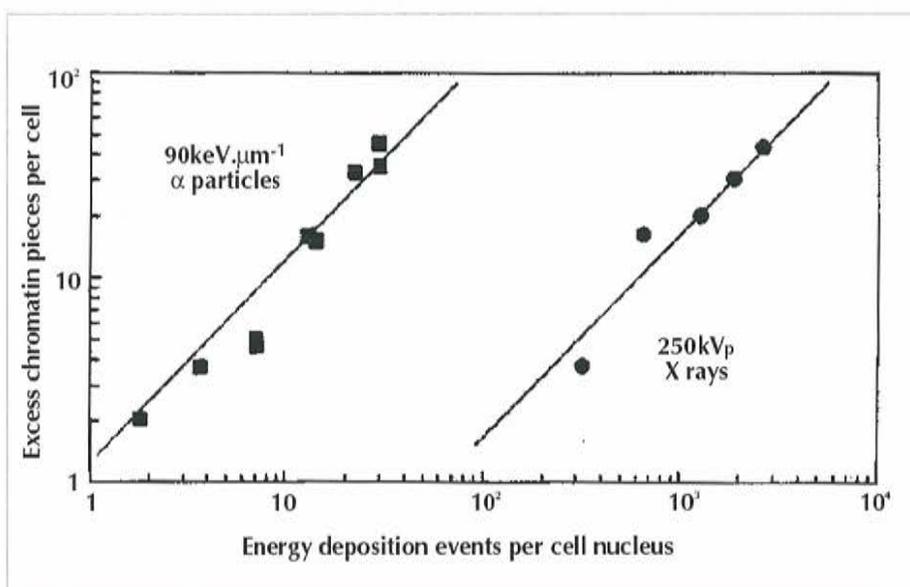


Figura 7

trampas dosimétricas en la captura o en la recombinación de los electrones y huecos generados por la radiación, siendo responsables en buena medida de las respuestas supra o sublineales de determinados materiales y en cualquier caso disminuyen la sensibilidad de tales materiales al detraer cargas de los procesos a más bajas temperaturas.

Muy recientemente los grupos de la Universidad del Estado de Oklahoma (USA) y de Risø National Laboratory (Dinamarca) han demostrado la idoneidad de la OSL para dosimetría personal y ambiental empleando Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>:C (8,9). La sensibilidad OSL de este material es 40-60 veces mayor que el LiF TLD-100 y es posible realizar medidas en el rango del μGy, determinando dosis ambientales tras unas pocas horas de exposición. En la figura 4, tomada de un trabajo común de los dos grupos mencionados anteriormente (8) muestra el espectro de estimula-

ción del Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>:C, centrado alrededor de 475 nm. La estimulación puede lograrse empleando un dispositivo de iluminación bastante simple consistente en una lámpara halógena de 75 W y filtros con un paso de banda en la región 420-550 nm. Con este sistema de excitación incorporado a un lector TL/OSL se obtuvieron resultados como los de la figura 5, para dosis entre 100 y 2.5 μGy, obteniendo una sensibilidad entre 2 y 4 veces superior a la que resulta empleando el mismo material pero en modo TL. Además después de 80 días a temperatura ambiente se detectó "fading" nulo. Todo esto configura unas características bastante favorables para dosimetría que de hecho están empezando a ser explotadas comercialmente por uno de los mayores operadores privados de dosimetría personal en USA, presente también en Europa y que ha comenzado a ofrecer a nivel internacional servicios de dosimetría personal

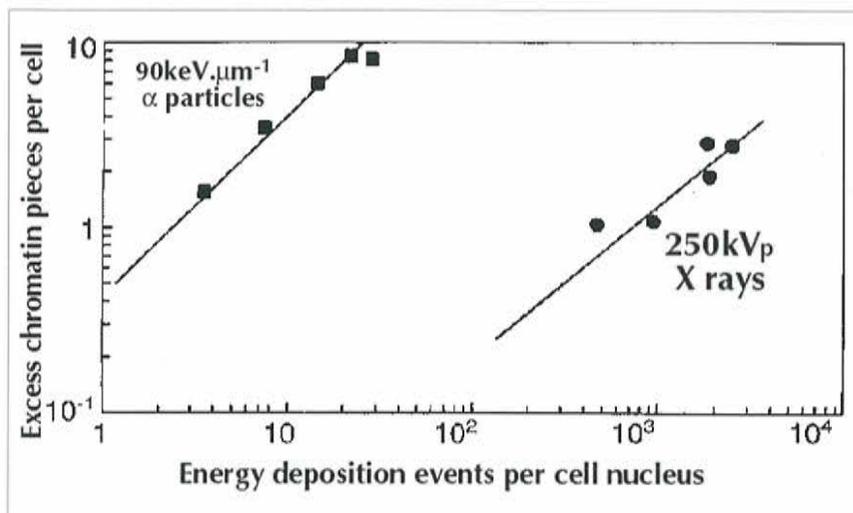


Figura 8

empleando dosímetros desechables de  $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ .

### Dosimetría Personal de Neutrones

La dosimetría de neutrones es ciertamente complicada debido a la propia complejidad y a la variedad de las interacciones de los neutrones con la materia, con reacciones nucleares generadoras de otros tipos de radiaciones que contribuyen a la dosis. También es de tener en cuenta el amplísimo rango de energías de interés, desde el MeV, neutrones térmicos, hasta centenas de MeV, en la región de neutrones rápidos. La cuestión se complica aún más cuando se trata de dosimetría personal, dados los usuales requerimientos de simplicidad y portabilidad, a los que hay que añadir en el caso de neutrones, más si cabe que con otros tipos de radiaciones, la constancia de su respuesta con la energía. El hecho es que no se dispone por el momento de una tecnología satisfactoria para la dosimetría personal de neutrones y que por lo tanto

es este sin duda un campo abierto a la investigación de nuevos materiales y métodos de medida.

La importancia y el interés de la dosimetría de neutrones no deberían ser disminuidos por el comparativamente bajo número de aplicaciones y también de individuos potencialmente expuestos a neutrones. La realidad es que los límites recomendados de dosis aplican a las dosis individuales y no a la colectiva y además no hay que perder de vista los complejos efectos biológicos de los neutrones, que se reflejan en los altos factores de calidad o de ponderación, crecientes además con su energía. Aunque es patente que las dosis neutrónicas son muy bajas en la operación normal de las centrales nucleares, existen otras actividades del ciclo de combustible, transporte y almacenamiento de residuos, en las que se puede requerir dosimetría de área o mejor aún personal. Hay que hacer además la consideración de que el recurso a la dosimetría de área puede no ser todo lo eficaz que con otros tipos de radiaciones, dados los importantes

cambios en la energía de los neutrones que pueden existir en las diversas zonas de un mismo recinto causados por procesos de dispersión en diferentes objetos, incluso en los cuerpos de los propios trabajadores. Una correcta dosimetría personal sería mejor alternativa en estas circunstancias que la obtención recurrente de prolijos mapas de dosis y por ello el interés en desarrollar sistemas competentes para la dosimetría personal de neutrones.

Dos de los requerimientos esenciales para un dosímetro personal de neutrones son en primer lugar buena constancia de la respuesta en términos de la dosis equivalente personal con la energía y en segundo lugar buena capacidad de discriminación fotón/neutrón, al objeto de evaluar de manera fiable la dosis equivalente puramente neutrónica (10). No son requerimientos sencillos de alcanzar. Por lo pronto la solución empleada en dosimetría personal de fotones y electrones partiendo de un medidor de dosis absorbida corrigiendo sus lecturas por un factor numérico, el factor Q estimador de la calidad de la radiación, no es válido con neutrones ya que en este caso el propio factor Q depende de la energía. Habría en todo caso que ingeniárselas para medir la distribución de dosis absorbidas en términos de la energía lineal, o del factor L, transferencia lineal de energía,  $D(L)$ , para a continuación convolucionarla tal distribución por la razonablemente bien conocida dependencia de Q en L,  $Q(L)$ , para así llegar a la distribución de dosis equivalente. Es esta la aproximación seguida en las técnicas microdosimétricas (1). Bien, hay

otra complicación respecto de la respuesta con la energía del campo de neutrones. Como es bien sabido, para alcanzar una buena respuesta es requisito indispensable emplear materiales en la construcción de los dosímetros equivalentes a tejido. Mientras que en el caso de fotones la equivalencia se alcanza aproximando el número atómico ponderado de los materiales del detector al del tejido humano, en el caso de neutrones este requisito no es suficiente. La gran variedad de interacciones y de partículas cargadas generadas por reacciones nucleares todas ellas contribuyendo a las dosis equivalentes neutrónicas, incluyendo protones, partículas alfa, núcleos de retroceso, fotones y electrones generados por estos últimos, hacen que para neutrones equivalencia a tejido signifique equivalencia estricta a tejido, en términos de los elementos individuales que constituyen el medio detector.

La discriminación de la componente gamma se alcanza de diferente forma y con diferente grado de éxito en las diferentes técnicas que se están ensayando en la actualidad. Los sistemas microdosimétricos ya se ha dicho, clasifican las interacciones individuales en función de la ionización específica producida en el volumen del detector, separando espectralmente la contribución gamma, a baja  $L$ , de la neutrónica para altos valores de  $L$  (1). Los sistemas basados en semiconductores (11) normalmente no emplean la distribución espectral de los impulsos de carga, aunque suelen establecer umbrales de amplitud, sino únicamente la carga total registrada durante un cierto intervalo de integración. Al ser los

semiconductores sensibles tanto a fotones como a neutrones hay que recurrir a métodos indirectos de discriminación: discriminación por la forma de los impulsos empleando un solo detector o recurriendo a varios detectores bajo determinados absorbentes, conversores o moderadores de forma que por medidas diferenciales se pueda efectuar la corrección por la contribución fotónica. Otro método en estudio, los dosímetros de burbujas dispersas en un medio viscoso supercalentado (12), la discriminación se produce de forma natural, al no ser en absoluto sensibles a fotones, tan solo a neutrones y con un umbral de energía que parece depender de la naturaleza de medio en el que están dispersadas las burbujas y de su grado de sobrecalentamiento.

La tendencia actual es a desarrollar preferentemente dosímetros personales de tipo activo para neutrones. Quizás las características de las situaciones con exposición potencial a neutrones no tanto de tipo crónico sino más bien asociadas a operaciones específicas de duración limitada requieran preferentemente este tipo de dosimetría al objeto de poder conocer y optimizar las dosis equivalentes en tiempo real, lo que no es posible con dosímetros activos. Una descripción detallada de las características y grado de desarrollo de las diferentes técnicas para la dosimetría personal de neutrones está fuera del alcance del presente artículo. El lector puede encontrar tal información en los Proceedings del último simposio sobre Dosimetría de Neutrones (13). Un artículo con una revisión de la situación actual va a ser publicado en breve en

Radiation Protection Dosimetry (14).

Ha habido alguna tentativa de adaptar los detectores y las técnicas de microdosimetría a la dosimetría personal, pero las dificultades tecnológicas son enormes y por el momento no han pasado del estadio de prototipos de laboratorio, demostrando la viabilidad técnica de cámaras multicelulares de tamaño adecuado para alcanzar una sensibilidad y una estabilidad razonables para aplicaciones de control individual. La compleja electrónica multicanal asociada a un microdosímetro por el momento no ha sido miniaturizada hasta el extremo de ir asociada al detector, por lo que se está bastante lejos de construir un auténtico microdosímetro personal autónomo. Una descripción somera de tales desarrollos se puede encontrar en la referencia 1 y más detallada en los artículos originales (11,15).

Con bastante diferencia el sector de los dosímetros basados en detectores de semiconductor es el más activo y el que razonablemente concita mayores expectativas de alcanzar un éxito suficiente. Algunas novedades en el desarrollo de nuevos prototipos de sistemas multi-detector se presentaron en la Conferencia de Burgos y los artículos correspondientes pueden encontrarse en los Proceedings (16,17) que han aparecido recientemente, pero ya ha habido avances respecto de lo presentado en Burgos (18). La figura 6 muestra la dependencia de la respuesta en dosis equivalente de uno de los prototipos más recientes (17) en función de la energía de los neutrones. Se trata de un dispositivo con cuatro detectores bajo dife-



rentes materiales convertidores:  $^6\text{LiF}$ , polietileno y plástico cargado con Boro, cuya respuesta individual se designa en la figura con las letras A,C,F y O. S es la respuesta global del dosímetro, suma ponderada de las respuestas individuales. Es de destacar que al desarrollo de dispositivos basados en semiconductores ha contribuido un grupo español, el de la Universidad Autónoma de Barcelona (Bellaterra) (19), que participó en un proyecto de investigación de la UE sobre dosimetría personal de neutrones.

### **Dosimetría y Radiobiología**

En radiobiología, sobre todo en aquellas actividades que persiguen caracterizar efectos de las radiaciones en sistemas biológicos es necesario conocer bien las dosis que los inducen. Inicialmente, un gran número de estos estudios se hicieron en el rango de dosis con efectos deterministas, pero la necesidad de caracterizar mejor los efectos de las dosis y tasas de dosis bajas, tratando de evaluar las diferentes hipótesis posibles para la relación dosis-efecto en el rango estocástico, ha conducido en los últimos años a una intensificación notable de la investigación relacionada con los efectos de las dosis bajas en sistemas celulares y subcelulares. Evidentemente la necesidad de una dosimetría adecuada se mantiene también en este tipo de estudios. El hecho es que los problemas de índole dosimétrico se han ido haciendo mayores a medida que las estructuras biológicas en estudio reducían su tamaño.

Los problemas son de tipo prácti-

co pero también de naturaleza básica, existiendo en la actualidad una controversia en toda regla sobre la idoneidad de la dosis absorbida como magnitud adecuada para caracterizar efectos biológicos a nivel celular. La dosis absorbida tal y como fue definida por la ICRU se corresponde con el valor medio de la energía específica, magnitud estocástica, cuando la masa en la que ocurren los eventos de deposición de energía tiende a cero. Así definida la dosis absorbida es una magnitud no estocástica y además función de punto, por lo que formalmente no debieran existir problemas según el tamaño del objeto en estudio.

Sin embargo, la realidad es que en la mayoría de las aplicaciones prácticas en radioprotección y también en las médicas, la dosis absorbida se refiere usualmente a volúmenes macroscópicos. De hecho en el informe 60 de la ICRP (20), inmediatamente después de definir el concepto dosis absorbida como función de punto, se hace mención que en el informe se empleará la dosis absorbida media en un órgano o tejido. Los problemas surgen al pasar a la escala celular o subcelular con dimensiones en el rango del micrómetro o del nanómetro. Además la propia inhomogeneidad y la complejidad de estas estructuras hace difícil identificar al punto original de interacción de la radiación para la producción de un determinado efecto.

La ambigüedad existente en la asignación de la dosis absorbida en estructuras microbiológicas se refleja bien claramente en los datos que se exponen a continuación tomados de un trabajo reciente de L.A. Braby del PNL (USA) (21).

Algunos de estos datos ya fueron expuestos en la conferencia de clausura del Congreso de la SEPR de Barcelona (1).

Los estudios con microhaces de radiación son particularmente interesantes en radiobiología ya que permiten identificar la o las células afectadas por una sola partícula del microhaz. En estos estudios es factible conocer la energía depositada en las células blanco pero es sumamente difícil especificar la dosis involucrada, debido a la dificultad en la identificación de la masa a la que la energía es impartida. Suponiendo una exposición de una sola célula a una sola partícula alfa de 4 MeV de energía, caben varias aproximaciones para el cálculo de la dosis, con resultados muy diferentes aún cuando la energía absorbida sea siempre la misma:

- Si se supone una densidad en la preparación irradiada de 1 célula por  $\text{mm}^2$ , entonces la dosis al conjunto de células es de  **$1.6 \times 10^{-5}$  Gy**.
- Si se supone que la masa crítica es la de la célula individual irradiada, contenida en una esfera de 10  $\mu\text{m}$  de diámetro, con un recorrido para la partícula alfa en la célula de 5  $\mu\text{m}$ , resulta una dosis de **0.15 Gy**.
- Si se asume que la masa es tan solo la del núcleo celular de unos 7  $\mu\text{m}$  de diámetro, la dosis absorbida sería **0.45 Gy**.
- Consideraciones físicas llevarían a estimar que la energía se deposita tan solo en una región de unos 10 nm de diámetro a lo largo de la trayectoria de la partícula en la célula. Estas consideraciones llevarían a estimar una dosis absorbida de  **$2 \times 10^{-5}$  Gy**.

Evidentemente la situación no puede ser más ambigua ni indefinida y ello ha llevado, tratando de paliar el problema y al menos permitir la comparación entre los datos obtenidos en diferentes experimentos, a proponer arbitrariamente que como masa de referencia se tome la de una esfera de  $1\mu\text{m}$  de diámetro. Con esta suposición la dosis absorbida en el ejemplo anterior se estimaría como **20 Gy**.

Podría pensarse que si se pudiera mejorar la resolución espacial hasta el extremo de poder llegar a determinar la posición relativa de la partícula y de la región intracelular en la que realmente se deposita la energía, se podría mejorar sustancialmente el conocimiento de la masa involucrada posibilitando una determinación más exacta de la dosis absorbida, aunque no parece demasiado fácil alcanzar las resoluciones requeridas que son del orden de nm. Pero hay que tener en cuenta que en la generalidad de las situaciones prácticas no hay control posible de la geometría de la irradiación, y además el problema no radica tan solo en la masa en la que se deposita la energía sino más bien en la muy diferente radiosensibilidad de las estructuras intracelulares y aún intranucleares. Recuerdese la conocida problemática de los emisores Auger, generadores de una cascada de electrones de baja energía que resultan completamente absorbidos en el rango de unas pocas micras. Si los radionucleidos emisores Auger se depositan en el nucleoplasma, se comportan como radiación de alta LET, neutrones o alfas, mientras que si lo hacen en el citoplasma su comportamiento es el esperado para electrones, como radiación de

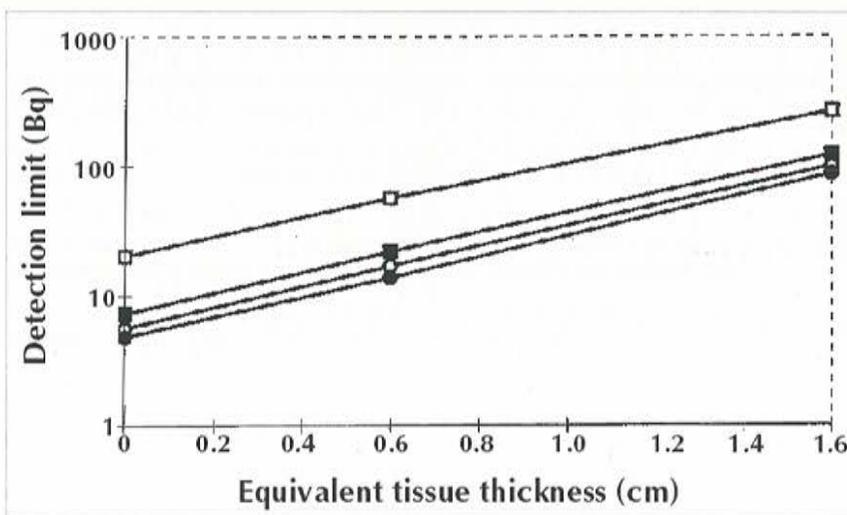


Figura 9

baja LET. Una nota sobre las peculiaridades de los emisores Auger, ampliamente utilizados en medicina nuclear, se publicó en un número reciente de **RADIOPROTECCIÓN** (22).

Son numerosos los radiobiólogos que ven en la definición de la dosis absorbida como el límite cuando la masa tiende a cero del valor medio de la energía específica tan solo una bella definición matemática sin constituir una solución práctica que les permita relacionar los efectos que detectan con la "cantidad" de radiación que los inducen. De hecho en numerosos estudios se ha generalizado la práctica de abandonar la dosis absorbida a favor de "el número de eventos de deposición de energía". Este número puede ser proporcionado con bastante precisión por las ya mencionadas técnicas microdosimétricas, empleando detectores proporcionales que simulan espesores efectivos de tejido del orden del micrómetro y que son capaces de proporcionar y registrar los impulsos individuales de

carga producidos por eventos de ionización (1).

La realidad es que la correlación encontrada entre efectos y el número o la frecuencia de los eventos de deposición de energía proporciona resultados bastante consistentes, permitiendo obtener la eficiencia radiobiológica asociada a un solo evento, que es obviamente la menor dosis que una célula puede recibir de un determinado tipo de radiación. La dependencia más frecuentemente encontrada para diferentes efectos finales (end points) es de tipo lineal, tal y como puede verse en las figuras 7 y 8 tomadas de la referencia 23. Se representa en ellas el exceso de fragmentos de cromatina por célula al ser irradiadas con rayos X de 250 keV o con partículas alfa de una transferencia lineal de energía de  $90\text{ keV}\mu\text{m}^{-1}$ , en función del número de eventos de deposición de energía en el núcleo. Las células irradiadas fueron fibroblastos humanos en fase G1 del ciclo celular. En la figura 7 se presenta el exceso de fragmentos



inmediatamente después de la irradiación y en la 8 el exceso remanente transcurridas 24 horas. Puede apreciarse la buena linealidad existente en todos los casos para la dependencia del exceso de fragmentos con el número de eventos por núcleo. Además, en la figura 7 puede observarse que las partículas  $\alpha$  son alrededor de 100 veces más eficaces para la producción inicial de roturas que los rayos X. La figura 8 mostrando el número de roturas residuales que se mantienen después de 24 horas, es muy ilustrativa de la existencia de procesos de reparación (correcta o incorrecta), disminuyendo el exceso de roturas en un factor 3-4 en el caso de radiación  $\alpha$ , y hasta un factor 12 para rayos X, lo que se interpreta en el sentido de que la severidad de las lesiones producidas por la radiación alfa es superior a la de los rayos X, siendo consecuentemente más difíciles de reparar.

Desde un punto de vista estrictamente dosimétrico, no deja de ser sorprendente la buena correlación entre efectos y eventos de ionización sin tener en cuenta para nada la energía realmente transferida. Obviamente no en todos los eventos se imparte la misma energía ni por tanto la misma dosis absorbida. Abundando en esta dirección, en un trabajo reciente (26), se mantiene que la sección eficaz para la producción de efectos biológicos por parte de cualquier tipo de radiación se puede describir por medio de una curva unificada si se expresa en función de la frecuencia, o la separación media, de las interacciones individuales a lo largo de las trayectorias de cualquier tipo de radiación. De es-

to se deduciría que el daño esta correlacionado o controlado por la sección eficaz de interacción de los diferentes tipos de radiación y no por la transferencia lineal de energía, por lo que en esta interpretación la eficiencia radiobiológica no dependería de la transferencia de energía, ni por tanto de la dosis absorbida. La conclusión del trabajo es que la dosis absorbida no es solamente inconveniente sino incluso no válida para describir los efectos biológicos de las radiaciones. Estas conclusiones no son en absoluto extravagantes al menos desde el punto de la teoría de colisiones en Física (bajo determinados supuestos) y además podrían encontrarse buenos ejemplos en la vida ordinaria en la que los efectos esperados de una acción no dependen (o no dependen tanto) de la cantidad o la intensidad del esfuerzo de cada intento, si se supera un cierto umbral, como del número de veces que se intente conseguir el efecto. Se me ocurre que la reproducción en los mamíferos superiores parece seguir este patrón.

Todo lo expuesto en este apartado hace referencia a asuntos de radiobiología y más en concreto a investigación de efectos en niveles celulares y subcelulares. Podría pensarse que fuera de estas actividades tan concretas no existe problema y quizás sea así. Realmente en todas aquellas aplicaciones en las que la acepción macroscópica de la dosis absorbida puede ser empleada, la generalidad de las situaciones en radioterapia y en protección radiológica, ha habido un avance sustancial en técnicas y métodos de medida y también en la calidad y adecuación a sus fines de los procedimientos basados

en la dosis absorbida y sus magnitudes derivadas. Sin embargo de las críticas anteriores algo si transciende al puro ámbito de la radiobiología celular, en la línea de si es completamente adecuado basar la estimación del riesgo radiológico y por ende la protección frente a él en determinaciones de la energía transferida. La siempre sabia ICRP, en su informe 60 (20) y en uno de sus párrafos que pudieron haber parecido más crípticos en los primeros momentos, ya anticipaba esta posibilidad. En el párrafo 18 del capítulo 2 "Magnitudes Utilizadas en Protección Radiológica", página 15 de la versión española, se puede leer:

*"Cabe la posibilidad de que en el futuro se demuestre que hubiera sido mejor utilizar otras magnitudes basadas en la distribución estadística de eventos en un pequeño volumen de material correspondiente a las dimensiones de entidades biológicas, tales como el núcleo de la célula o su ADN molecular. Sin embargo, y entre tanto, la Comisión continúa recomendando el uso de magnitudes macroscópicas" (basadas en la dosis absorbida).*

He aquí, pues, un tema fundamental abierto a la investigación y al debate y en el que a buen seguro habrá novedades e innovación en el futuro y no solo en métodos de medida más adecuados para estudios de radiobiología celular sino también en aspectos conceptuales de dosimetría.

### **Dosimetría Interna**

Mientras que en los apartados anteriores se han descrito aspectos

más o menos concretos en los que ha habido innovación destacable o en los que se requieren nuevos esfuerzos investigadores, este apartado de título tan genérico solo pretende llamar la atención sobre un sector de la dosimetría de radiaciones tan importante y tan poco conocido al mismo tiempo como es la dosimetría interna. Es un sector en el que las necesidades de investigación e innovación son más la regla que la excepción y de ello da fe por ejemplo el hecho de que entre los temas priorizados para el 5º Programa Marco de Investigación de la Unión Europea figure textualmente un requerimiento tan amplio como *"Mejora de las bases científicas de los modelos dosimétricos y biocinéticos, en relación con magnitudes medibles para las dosis individuales. Reducción cuando sea necesario de las incertidumbres en las asignaciones de dosis"*. La necesidad de nuevos métodos de medida y también de modelos metabólicos para el cálculo de las dosis internas es además urgente debido al previsible incremento de actividades que requieren como infraestructura de apoyo una dosimetría interna fiable y ágil. Entre estas actividades se encuentran por ejemplo las de desmantelamiento y descontaminación de instalaciones nucleares, centrales de producción de energía de la primera generación y centros de investigación nuclear principalmente, que supondrán un aumento significativo del número de profesionales expuestos a riesgos de contaminación interna.

Mal que bien en dosimetría de la radiación externa se dispone siempre (o casi siempre) de un disposi-

tivo capaz de estimar directamente la dosis absorbida y sus derivados, en interna no es así y de aquí nacen las especificidades y las complicaciones de las estimaciones de las dosis internas. El dato experimental primario en interna es la actividad incorporada y a la estimación de la dosis comprometida se llega a través de modelos metabólicos específicos para cada radionucleido, que tienen en cuenta las peripecias de su tránsito por el organismo. Las dosis internas pues se estiman a partir de medidas de actividad empleando para ello diversos tipos de detectores en función del tipo de radiación involucrada. Los valores de la actividad son los datos de entrada para los modelos metabólicos mencionados que acaban produciendo una estimación de la dosis comprometida. Los modelos biocinéticos o metabólicos están propuestos para el denominado hombre estándar y me atrevería a decir que también para su circunstancia estándar. En la práctica dosimétrica el sujeto real y su circunstancia pueden ser bastante diferentes de los estándares y ello evidentemente genera problemas e incertidumbres adicionales a los de la medida en sí misma. Son "circunstancias" relevantes para la dosimetría interna datos tales como el tamaño de las partículas ingeridas o inhaladas o la forma química del radionucleido incorporado, por ejemplo.

Los límites de dosis aplican por igual a las dosis externas y a las internas, en realidad a su suma cuando ambos modos de exposición son probables. Lo ideal desde un punto de vista metrológico sería que ambas componentes estuvieran determinadas con un nivel

comparable de incertidumbre. Por el momento no es así ni mucho menos y la complejidad inherente a las medidas y cálculos necesarios para determinar las dosis internas resultan en unos niveles de incertidumbre sustancialmente mayores. La complejidad relativa de los métodos respectivos en interna y externa pueden apreciarse comparando la muy pequeña cosa que es un dosímetro personal para dosis externas (de pequeño tamaño pero muy inteligente no se olvide), y las instalaciones que se requieren para determinar niveles similares de dosis en interna: Contadores de Radiactividad Corporal, con complejos sistemas de detección y análisis o Laboratorios de Bioensayo asimismo con sofisticados detectores y técnicas radioquímicas para la extracción de radionucleidos en excretas. Mientras que las técnicas de dosimetría personal externa han soportado sin mayores problemas la progresiva disminución en los límites de dosis ya que tienen una sensibilidad que les permite medir dosis del orden de  $\mu\text{Gy}$ , tal disminución obliga a los sistemas de detección y medida en interna a trabajar muy cerca de sus umbrales de medida, en ocasiones con niveles para la actividad mínima detectable inconvenientemente altos. Aún cuando la necesidad de un esfuerzo renovado de investigación es predicable de todo el sector de interna, se podrían encontrar líneas concretas donde la necesidad es más claramente percibida. Citaré brevemente dos de ellas para no hacer demasiado largo y prolijo este ya ciertamente extenso artículo.

La primera se refiere a los detectores para la medidas "in vivo" de



actínidos, emisores de rayos X de muy baja energía, en el rango 10-30 keV, tales como el Pu-239 y los rayos X del Am-241. Los viejos detectores de centelleo tipo Phoswich, muy limitados, fueron progresivamente sustituidos en aquellos laboratorios que pudieron permitírselo por los de semiconductor, Germanio de alta pureza, LeGe (Low energy Germanium), que aunque carísimos son actualmente sin duda el sistema más competente para ese tipo de medidas. Sin embargo no se les considera una solución definitiva, ya que tienen problemas para la medida de rayos X de muy baja energía (Pu-239), necesitan trabajar a la temperatura del nitrógeno líquido, lo que siempre es un inconveniente sobre todo en sistemas transportables y además son excesivamente sensibles al fondo radiactivo ambiental, por lo que preferiblemente han de estar alojados en cámaras especiales de muy bajo fondo para poder ser empleados aprovechando al máximo sus características.

Se está trabajando muy activamente en algunos laboratorios para tratar de emplear detectores de Silicio a la medida de actínidos en el organismo. Estos detectores en principio tienen características tan buenas en cuanto a resolución como los de LeGe, pero permitirían trabajar a temperatura ambiente y hay algún indicio de que serían más baratos. En un artículo muy reciente (24) se describen los últimos avances obtenidos utilizando detectores de Silicio de tecnología PIPS (passivated-ion-implanted planar silicon), para la construcción de un detector transportable. El nuevo sistema parece tener unas caracterís-

ticas muy competitivas respecto de los detectores de LeGe. En la figura 9, tomada de ese trabajo se muestra el límite de detección alcanzado para Am-241 para diferentes detectores de Si con una (circulo blanco), dos (circulo negro) y tres capas de Si (cuadrado blanco) y un detector de Ge (cuadrado negro). Parece que puede haber una mejora en un factor 3 en los límites de detección para Pu-239 y Am-241 con los nuevos detectores de Si respecto a los de Ge.

El otro tema que no querría dejar de mencionar es el de los modelos para órganos del cuerpo humano. Estos modelos que se implementan en programas para el cálculo de la dosis comprometida resultante de una incorporación, son una herramienta esencial en dosimetría interna. Desde los primeros modelos ha habido una perenne actividad para su adecuación a nuevos conocimientos y requerimientos. Un buen ejemplo es el del tracto respiratorio. En 1994 la ICRP en su informe 66 (25), propuso un nuevo modelo que está, de un modo u otro, aún en fase de implementación práctica en muchos laboratorios. Los modelos originales permitían tan solo obtener la dosis promediada para la masa total de los pulmones, la evidencia de la muy diferente radiosensibilidad de los diferentes tejidos que forman los pulmones y también las dosis tan diferentes que pueden tener lugar en una estructura tan peculiar e inhomogénea, llevaron a la ICRP a desarrollar y proponer el nuevo modelo significativamente más complicado que el anterior. El hecho es que con alguna frecuencia y desde sectores concretos se escuchan críticas acerca de esta com-

plejidad, innecesaria para algunos. No parece que en este caso como en otros, el tracto gastrointestinal por ejemplo, esté dicha ya la última palabra. Habrá nuevas movidas en el futuro y habrá por ello que estar atentos.

Para finalizar tan solo querría hacer notar que como siempre en estos casos los temas que han sido comentados, han sido elegidos desde una óptica exclusivamente personal y por lo tanto quizás sesgada y hasta abusiva. Evidentemente hay otros asuntos que merecerían por lo menos idéntica atención. Estoy seguro que las páginas de RADIOPROTECCION permanecerán abiertas a aquellos lectores que justamente disconformes con mi perorata se animen a dar su personal versión de este asunto de la innovación y la investigación en dosimetría de las radiaciones, pasando de la interesante postura de lector a la igualmente ininteresante pero algo más incómoda de autor.

## REFERENCIAS

- 1.-Delgado, A. Nuevas Necesidades Experimentales en Dosimetría de Radiaciones. Radioprotección. Nº Extraordinario Mayo, PL 4, 67-71 (1998).
- 2.-Thompson, I.M.G., Botter-Jensen, L., Lauterbach, U., Pessara, W., Sáez-Vergara, J.C. and Delgado, A. The Assessment of External Photon Dose Rate in the Vicinity of Nuclear Power Stations: An Intercomparison of Different Monitoring Systems. Radiat. Prot. Dosim. 48, 325-332 (1993).
- 3.-Delgado, A. Recent Improvements in LiF:Mg,Ti and LiF:Mg,Cu,P Based Environmental Dosimetry.

(Invited Paper). *Radiat. Prot. Dosim.* 66, 129-134 (1996).

**4.-** Delgado, A. and Gómez-Ros, J.M. A Simple Method for Glow Curve Analysis Improving TLD-100 Performance in the Dose Region Below 100  $\mu$ Gy. *Radiat. Prot. Dosim.* 34, 357-360 (1990).

**5.-** Delgado, A. y Gómez-Ros, J.M. Curvas de Emisión en Termoluminiscencia. *Investigación y Ciencia.* N<sup>o</sup>Abril, 36-39 (1995).

**6.-** Horowitz, Y.S. and Yossian, D. Editors. Computerised Glow Curve Deconvolution: Application to Thermoluminescence Dosimetry. *Radiat. Prot. Dosim. Special Issue* 60 (1995).

**7.-** Huntley, D.J., Godfrey-Smith, D.I. and Thewalt, M.L.W. Optical Dating of Sediments. *Nature*, 313, 105-107 (1985).

**8.-** Botter-Jensen, L and McKeever, S.W.S. Optically Stimulated Luminescence Dosimetry Using Natural and Synthetic Materials. (Invited Paper) *Radiat. Prot. Dosim.* 65, 273-280 (1996).

**9.-** Akselrod, M.S. and McKeever, S.W.S. A Radiation Dosimetry Method Using Pulsed Optically Stimulated Luminescence. *Radiat. Prot. Dosim.* 81, 167-176 (1999).

**10.-** Alberts, W.G. Active Neutron Personal Dosimetry: Concepts and Recent Approaches. (Invited Paper), Proceedings 12<sup>th</sup> Solid State Dosimetry Conference, Burgos, Spain). *Radiat. Prot. Dosim.* 85, 21-26 (1999).

**11.-** Barthe, J., Bordy, J.M. and Lahaye, T. Electronic Neutron Dosimeters: History and State of the Art. (Invited Paper) *Radiat. Prot. Dosim.* 70, 59-66 (1997).

**12.-** d'Errico, F., Alberts, W.G.,

Curzio, G., Guldbake, S., Kluge, H. and Matzke, M. Active Neutron Spectrometry with Superheated Drop (Bubble) Detectors. *Radiat. Prot. Dosim.* 61, 159-162 (1995).

**13.-** Menzel, H.G., Chartier, J.L. Jahr, R. and Rannou, A. Neutron Dosimetry. Proceedings of the 8<sup>th</sup> Symposium. *Radiat. Prot. Dosim.* 80 (1995).

**14.-** Bartlett, D.T., Tanner, R.J. and Thomas, D.J. Active Neutron Personal Dosimeters: A Review of Current Status. *Radiat. Prot. Dosim.* 86, 107-122 (1999).

**15.-** Bordy, J.M., Barthe, J., Lahaye, T., Boutruche, B. And Segur, P. Improving a Multicellular-Tissue-Equivalent Counter for Personal Neutron Dosimetry. *Radiat. Prot. Dosim.* 61, 175-178 (1995).

**16.-** Luszik-Bhadra, M., Matzke, M., Dietz, E., Guldbakke, S., Hecker, O., Sosaat, W and Wiegel, B. An Active Personal Dosimeter/Spectrometer for Neutrons. (Proceedings 12<sup>th</sup> Solid state Dosimetry Conference, Burgos, Spain). *Radiat. Prot. Dosim.* 84, 375-380 (1999).

**17.-** Nakamura, T., Sasaki, M., Ueda, O. and Suzuki, T. (Proceedings 12<sup>th</sup> Solid state Dosimetry Conference, Burgos, Spain). *Radiat. Prot. Dosim.* 85, 45-48 (1999).

**18.-** Fehrenbacher, G., Schutz, R., Hahn, K., Sprunk, M., Cordes, E., Biersack, J.P. and Wahl W. Proposal of a New Method for Neutron Dosimetry Based on Spectral Information Obtained by Application of Artificial Neural Networks. *Radiat. Prot. Dosim.* 83, 293-301 (1999).

**19.-** Fernández, F., Luguera, E.,

Domingo, C. and Baixeras, C. Separation of Neutron Signals from the Gamma Component in (n- $\gamma$ ) Fields Using Differential Pulse Analysis Techniques with a Double Silicon Diode. *Radiat. Prot. Dosim.* 70, 87-92 (1999).

**20.-** ICRP, Recomendaciones 1990. Comisión Internacional de Protección Radiológica. Versión española SEPR (1990).

**21.-** Braby, L.A. Quantitative Description of Particle Interactions with Biological Samples. *Radiat. Prot. Dosim.* 61, 107-112 (1999).

**22.-** Delgado, A. Problemática de los Emisores Auger. *Radio-protección* n<sup>o</sup>16 vol V (1997).

**23.-** Geard, C.R. and Loucas, B.D. Physical Interaction of Ionising Radiations with the Intracellular Macromolecular Target DNA and its Biological Consequences. *Radiat. Prot. Dosim.* 61, 101-106 (1995).

**24.-** Franck, D., Guyot, P., de Carlan, L., Burger, P., Legou, Ph., Mazur J. and Pihet, P. Application of Planar Silicon Detectors for Monitoring Accidental Intakes, Wounds and Small Biological Samples. *Radiat. Prot. Dosim.* 83, 309-316 (1999).

**25.-** ICRP, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. Publication N<sup>o</sup> 66 Ann 24 (1-3) (Pergamon Press, Oxford) (1994).

### Agradecimientos:

El autor desea agradecer a Nuclear Technology, editora de *Radiation Protection Dosimetry* la autorización para el empleo de la mayoría de las figuras que ilustran el artículo, haciendo extensivo el agradecimiento a los autores de las mismas.

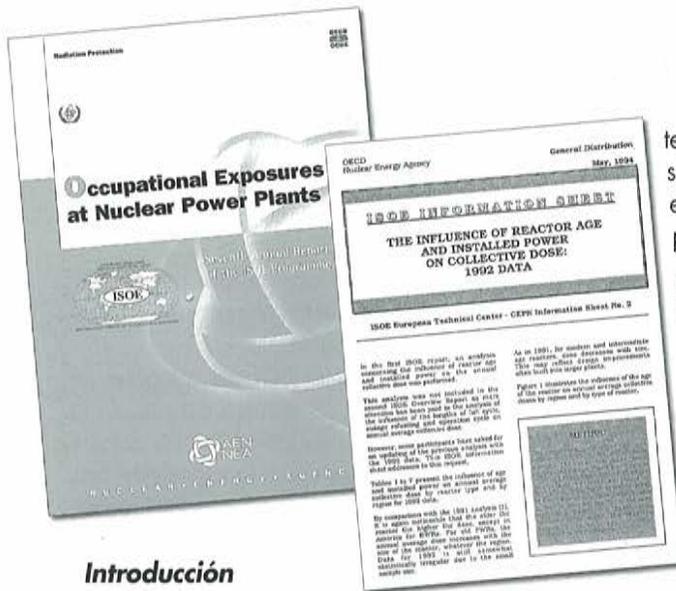


# El Sistema de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (ISOE)

Pío Carmena<sup>1</sup>  
Teresa Labarta<sup>2</sup>

<sup>1</sup>UNESA

<sup>2</sup>Consejo de Seguridad Nuclear



## Introducción

Con perspectiva histórica, hace relativamente poco que el hombre conoce las radiaciones ionizantes en comparación con otros fenómenos físicos. No obstante, tras haber constatado los riesgos de las mismas y ante la imposibilidad de ser detectada por el ser humano a través de sus sentidos, se ha producido un apreciable desarrollo tecnológico para su detección, existiendo actualmente sistemas de cuantificación de la radiación más fiables que para otros riesgos industriales. Así se es capaz de medir con bastante precisión, dentro de unos rangos bastan-

te amplios, a que dosis de radiación ha estado sometida una persona.

Sin embargo la falta de conocimientos precisos de los efectos a bajas dosis de estas radiaciones en los organismos hace que no se puedan establecer fronteras claras entre lo potencialmen-

te dañino y lo inocuo. Los investigadores desarrollan teorías, más o menos contrastadas, y mientras tanto los usuarios miden y guardan los resultados de esas mediciones por si acaso algún día.(...) Y así es posible conocer con mayor precisión la evolución de las dosis de radiación de una persona expuesta que el número de cigarrillos que fuma o el número de leucocitos en su sangre. No obstante, este volumen ingente y costoso de información que nos proporciona la dosimetría tiene más aplicaciones que el de simplemente servir de referencia para defenderse de futuras demandas por poten-

ciales daños individuales producidos por estas dosis.

Este desconocimiento de los efectos a bajas dosis también ha generado unos principios de actuación que podríamos calificar de "éticos". Estos buscan optimizar (en el sentido de minimizar) las exposiciones a estas radiaciones en cualquier caso, y especialmente entre los profesionales expuestos a las mismas (exposiciones ocupacionales). Así se han desarrollado tecnologías muy sofisticadas, procedimientos de actuación, esquemas organizativos, etc. tendentes a que las exposiciones ocupacionales a las radiaciones ionizantes sean lo más bajas posibles. El intercambio de información sobre estas tecnologías y modos de hacer en la explotación y desmantelamiento de las instalaciones nucleares, para cumplir este principio ético de optimización, así como la definición de unas referencias a nivel mundial para comparar los resultados de la aplicación de estas técnicas es el objetivo del Sistema de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (Programa ISOE).

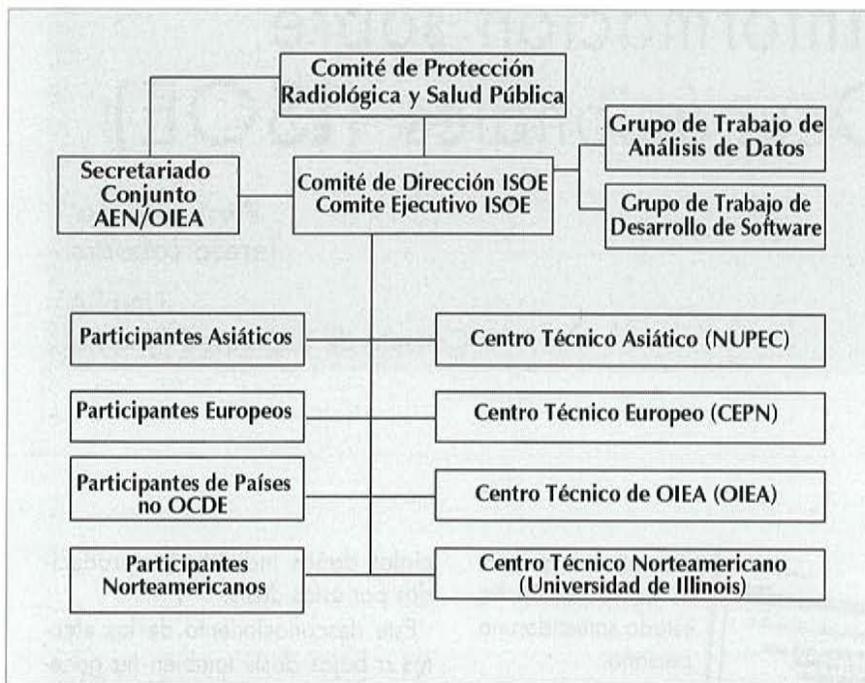


Figura 1.

### El Programa ISOE

Las exposiciones ocupacionales en las centrales nucleares han experimentado un continuo descenso a lo largo de la última década, en todo el mundo. Esta tendencia a la baja se ha debido a los requerimientos de los organismos reguladores, especialmente tras la publicación de ICRP 60 en 1990, a los avances tecnológicos, a las mejoras introducidas en el diseño de las centrales y en los procedimientos de operación. Sin embargo, con el envejecimiento de las centrales nucleares en todo el mundo, la tarea de mantener las exposiciones ocupacionales a los niveles más bajos posibles (concepto ALARA) se hace cada vez más difícil. Además, las presiones económicas han llevado a los responsables de la operación a racionalizar las operaciones de recarga de combustible y de mantenimiento en la medida de lo posible, incorporando

así cuestiones de programación y presupuestarias a la tarea de reducir las exposiciones operacionales.

Ante esta situación, los responsables de la protección radiológica han encontrado que un método eficaz para mantener las exposiciones profesionales a los niveles más bajos posibles, consiste en la planificación adecuada y la preparación, implantación y revisión de las tareas. Con el fin de facilitar este enfoque global al trabajo, conocido a veces como la Gestión del Trabajo, mediante el intercambio de técnicas y experiencias en materia de reducción de la exposición profesional, la Agencia de la Energía Nuclear (AEN) del Organismo de Cooperación y Desarrollo Económicos (OCDE) impulsó el Sistema de Información sobre la Exposición Profesional (ISOE) el 1 de enero de 1992, tras un programa piloto de dos años de duración. Participan en el ISOE represen-

tantes tanto de las empresas eléctricas (públicas y privadas) como de los organismos reguladores nacionales. En 1993, el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) se comprometió a copatrocinar el Programa ISOE, permitiendo así que participaran empresas y autoridades de países no miembros de la AEN.

Los objetivos del Programa ISOE son:

- promover y coordinar los esfuerzos internacionales de cooperación en materia de protección de los trabajadores de las centrales nucleares
- analizar los datos anuales sobre exposiciones profesionales procedentes de las centrales nucleares comerciales incluidos en la base de datos ISOE
- proporcionar un foro para comunicaciones entre expertos en protección radiológica.

El Programa ISOE se compone de dos partes. La primera consiste en la adquisición periódica de los datos y experiencias sobre la exposición ocupacional de todos los participantes, para elaborar las bases de datos ISOE. Habida cuenta de la naturaleza variada de los datos recogidos, se ha desarrollado un sistema de cuatro bases de datos relacionadas que permiten el almacenamiento, recuperación y análisis de la información. La segunda consiste en la creación de una red ISOE para el intercambio directo de la experiencia operacional a través del contacto entre instalaciones y autoridades de todo el mundo. Este sistema agrupa a las centrales nucleares y los organismos reguladores de todo el mundo, facilitando datos sobre la exposición ocupacional para el establecimiento de tendencias, los análisis coste-beneficio, la comparación de distintas técnicas y



<b>Reactores operativos incluidos en la Base de Datos ISOE</b>						
<b>País</b>	<b>PWR</b>	<b>BWR</b>	<b>HWR</b>	<b>GCR</b>	<b>LWGR</b>	<b>Total</b>
Alemania	14	6	-	-	-	20
Bélgica	7	-	-	-	-	7
Brasil	1	-	-	-	-	1
Canadá	-	-	22	-	-	22
Corea 10	-	1	-	-	11	-
China	3	-	-	-	-	3
Eslovenia	1	-	-	-	-	1
España	7	2	-	-	-	9
Estados Unidos	72	37	-	-	-	109
Finlandia	2	2	-	-	-	4
Francia	54	-	-	-	-	54
Hungría	4	-	-	-	-	4
Japón	23	28	1	1	-	53
Lituania	-	-	-	-	2	2
Méjico	-	2	-	-	-	2
Países Bajos	1	-	-	-	-	1
Reino Unido	1	-	-	34	-	35
República Checa	4	-	-	-	-	4
República Eslovaca	4	-	-	-	-	4
Rumania	-	-	1	-	-	1
Sudáfrica	2	-	-	-	-	2
Suecia	3	9	-	-	-	12
Suiza	3	2	-	-	-	5
Ucrania	13	-	-	-	3	16
<b>Total</b>	<b>229</b>	<b>88</b>	<b>25</b>	<b>35</b>	<b>5</b>	<b>382</b>
<b>Reactores Definitivamente Parados incluidos en la Base de Datos ISOE</b>						
<b>País</b>	<b>PWR</b>	<b>BWR</b>	<b>HWR</b>	<b>GCR</b>	<b>Total</b>	
Alemania	-	3	-	-	3	
Canadá	-	-	2	-	2	
España	-	-	-	1	1	
Estados Unidos	6	5	-	2	13	
Francia	1	-	-	6	7	
Italia	1	2	-	1	4	
Países Bajos	-	1	-	-	1	
Reino Unido	-	-	-	6	6	
<b>Total</b>	<b>8</b>	<b>11</b>	<b>2</b>	<b>16</b>	<b>37</b>	

Tabla 1. Resumen de la Participación en el Programa ISOE

otros análisis ALARA. Discusiones sobre temas actuales de interés, así como identificación y discusión de aspectos que pueden afectar a la protección radiológica operacional a corto y medio plazo (desregularización de mercado eléctrico, gestión y duración de recargas, nuevos aspectos reguladores y la implicación de las recomendaciones de ICRP 60) también son parte esencial del Programa ISOE. El presupuesto total del sistema es aproximadamente de \$500.000 anuales.

También es importante destacar las diferencias entre este sistema de información y las Bases de Datos nacionales de dosimetría, como el Banco Dosimétrico Nacional. En el Sistema ISOE el registro base de información esta asociada a tareas que se realizan en una instalación y la magnitud a registrar son las dosis colectivas asociadas a esas tareas. En los Bancos dosimétricos el registro base de la información esta asociada a los individuos y la magnitud a registrar son las dosis individuales en un periodo de tiempo. Podría pensarse que, para un periodo de tiempo dado, la adición de las dosis colectivas por tarea y la suma de las dosis individuales debería coincidir, pero generalmente las dosis por tareas se obtiene de los dosímetro DLD (la llamada dosimetría operacional) y las dosis individuales se obtiene generalmente de los dosímetro TLD (la llamada dosimetría oficial). Por ello ambos sistemas resultan complementarios aunque la base de ambos son las medidas dosimétricos de los trabajadores.

#### **Participación en ISOE**

Desde sus inicios, la participación en ISOE es voluntaria y está abierta a

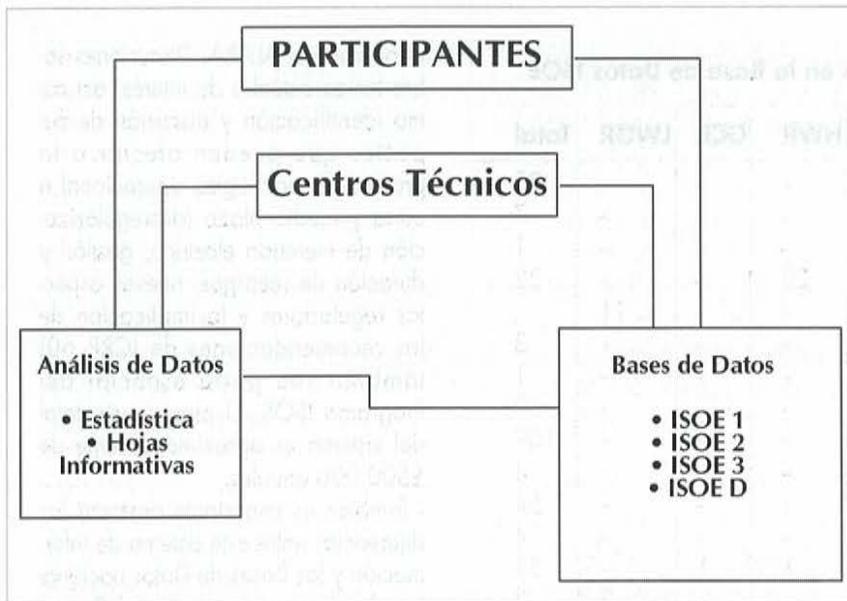


Figura 2.

los operadores de centrales nucleares operativas y en fase de desmantelamiento, así como a los organismos reguladores de los países que tengan instalaciones nucleares. La participación en el Programa ISOE ha aumentado continuamente, de manera que actualmente las bases de datos ISOE incluyen casi 400 reactores nucleares comerciales operativos o en alguna fase de parada fría o de clausura, representando éstos a 75 empresas de 25 países. Además, las autoridades reguladoras nacionales de 23 países participan en el Programa. La Tabla 1 muestra unos detalles de la participación en ISOE.

La participación en el Programa ISOE de 382 reactores nucleares comerciales, en junio de 1999, representa al 88% de los reactores comerciales en operación en el mundo (434 en total). Los bloques más importantes de reactores que no participan en el programa son los de la Federación Rusa (29 grupos) y de la India (10 grupos).

### Gestión del Programa ISOE

La gestión del Programa ISOE corre a cargo de un Comité de Dirección, responsable de decisiones políticas y de la gestión general del programa, bajo la supervisión del Comité de Protección Radiológica y Salud Pública (CRPPH) de la AEN. El Secretariado conjunto AEN/OIEA facilita el trabajo del Comité de Dirección ISOE, gestiona las comunicaciones con el CRPPH y organiza la transferencia de información y comunicaciones entre el Comité de Dirección, los Grupos de Trabajo y los Centros Técnicos.

El Comité de Dirección se reúne anualmente para revisar el programa de trabajo, crea y dirige grupos de trabajo para investigar áreas específicas, organiza Congresos anuales, Jornadas monográficas y dirige el trabajo de los Centros Técnicos. El Grupo de Trabajo de Análisis de Datos se responsabiliza del contenido del Informe Anual del Programa ISOE y de los análisis de datos que

se presentan en el mismo, así como de otros estudios sobre los datos, que se publican en las hojas informativas y comunicados del ISOE. El Grupo de Trabajo de Desarrollo de Software organiza y coordina el desarrollo del software necesario relativo a las bases de datos ISOE. (ver fig. 1)

Los Centros Técnicos son entidades contratadas por los participantes de cada país y son los responsables de la recopilación de datos e información, de la gestión de las bases de datos y sirven de puntos de contacto para la transferencia de información a los participantes. Adicionalmente en cada país existe un representante nacional que sirve de interlocutor entre las centrales y los Centros Técnicos. en España este papel lo desempeña UNESA.

España está representada en el Comité de Dirección del sistema por UNESA, en nombre de las centrales nucleares, y por el CSN como organismo regulador.

### Flujo de Información

La red de comunicaciones del ISOE es una línea informativa destinada a facilitar el intercambio de experiencias e informaciones entre todas las empresas y autoridades participantes. La red se compone de todos los participantes del ISOE más los cuatro Centros Técnicos. Cualquier participante, sea empresa o autoridad, puede solicitar información de la red sobre un determinado problema, técnico, procedimiento, etc. El Centro Técnico apropiado realizará un estudio de todos los participantes, a través de los otros Centros Técnicos, adquirirá y resumirá la información deseada, la facilitará al solicitante y elaborará una



hoja informativa ISOE para su distribución entre todos los demás participantes. (ver fig.2)

## Productos ISOE

### 1. Las bases de datos ISOE

El Programa ISOE se compone actualmente de cuatro bases de datos. En estos momentos, tres de estas bases de datos existen en un entorno de Microsoft ACCESS. Los datos e información contenidos en estas bases son proporcionados por las centrales nucleares que participan en el sistema. A su vez, con excepción de la base de datos ISOE1, solamente estas centrales tienen acceso a esta información. Los Organismos reguladores solamente tiene acceso a la información del ISOE1. Los contenidos de las bases de datos son los siguientes:

**ISOE 1:** Esta es la base de datos central del Programa ISOE e incluye datos sobre la exposición profesional procedentes de cada central nuclear participante. Se recogen va-

rios indicadores del rendimiento de los servicios de protección radiológica: dosis colectiva anual total, dosis colectiva anual sin incluir las paradas de la central, dosis colectiva anual de paradas dividida en 20 categorías de trabajo y 75 subcategorías, horas-hombre colectivas anuales y número de personas asociadas con cada categoría y subcategoría de trabajo, así como distribución de las dosis individuales para el año.

**ISOE 2:** Información específica de cada central sobre la reducción de dosis, tal como materiales, química del agua, procedimientos de arranque/parada, programa de reducción del cobalto, etc.

**ISOE 3:** La cuarta base de datos contiene detalles de operaciones específicas y los correspondientes resultados dosimétricos. Las intervenciones de gran envergadura, tales como la retirada del sistema de bypass de los detectores de temperatura del reactor, o muy específicas, tales como las inspecciones de las

penetraciones para las barras de control en la cabeza del reactor, han sido objeto de informes de ISOE3. Se incluyen los aspectos radiológicos importantes de estas operaciones, así como el nombre, dirección y número de teléfono de la persona de contacto.

**ISOE D:** Esta base de datos contiene información sobre los reactores en parada fría o alguna etapa de clausura. Se recogen y almacenan aquí datos sobre la exposición profesional anual, similares a los recogidos para la base de datos ISOE 1. Habida cuenta de la significativa variación de los trabajos realizados durante la clausura de una central a otra, no se incluyen hasta la fecha las dosis colectivas por tarea.

### 2. Análisis de Datos con las Bases de Datos ISOE

Uno de los principales objetivos a la hora de establecer el Programa ISOE era la adquisición de datos para el establecimiento de tendencias y para propósitos de comparación. Por ejemplo, la siguiente figura muestra la tendencia de la dosis media por reactor en los últimos diez años para todos los reactores incluidos en el Programa ISOE. Durante este período la dosis media anual por grupo se ha reducido por un factor de dos, mientras que durante el mismo período el número de reactores que contribuyen a esta estadística ha pasado de 306 a 382 (un aumento del 25%).

Un estudio más detallado de estas tendencias muestra que las reducciones se han distribuido de forma bastante uniforme entre todos los países participantes en ISOE, y entre los distintos tipos de reactores. (ver gráfico 1)

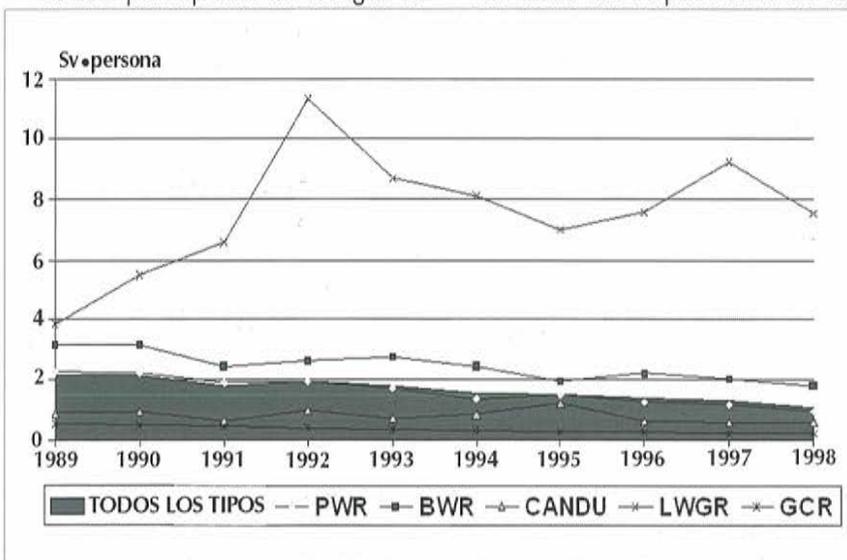


Gráfico 1. Dosis colectiva media por reactor para todos los reactores incluidos en el Programa ISOE, por tipo de reactor

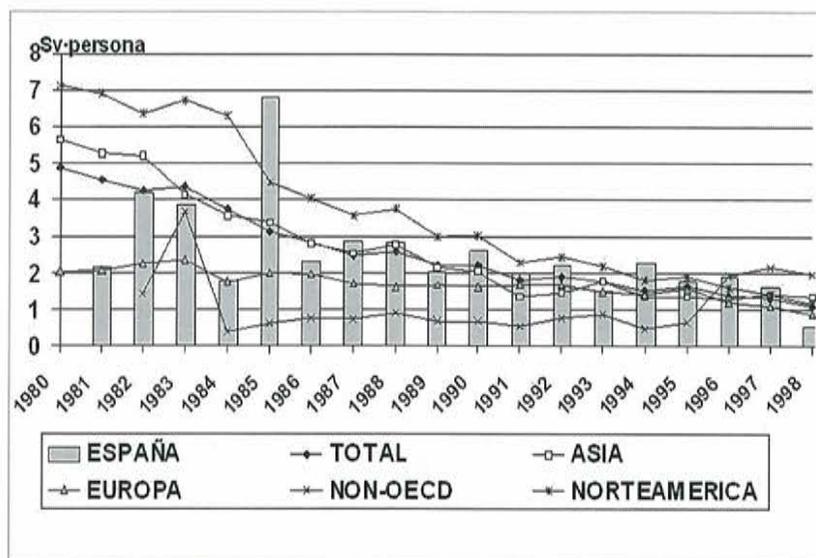


Gráfico 2. Dosis colectiva anual media por reactor en España y en regiones incluidas en ISOE

En el Gráfico 2 se representa la dosis colectiva anual media por reactor en España en relación con la de las distintas regiones incluidas en el ISOE.

Como puede observarse en el gráfico, existe una convergencia y una tendencia descendente generalizada en las dosis colectivas.

En España, la tendencia desde 1985 (año de máxima dosis colectiva debida fundamentalmente a importantes modificaciones de diseño en algunas centrales) es decreciente, situándose la dosis media por reactor en el entorno de las regiones consideradas y, en general, por debajo de la media de las centrales norteamericanas que constituyen la referencia más adecuada, por similitud de diseño, de las centrales españolas.

El acceso a la información de las dosis operacionales por tareas en las operaciones de recarga de las centrales españolas, ha permitido extraer conclusiones acerca de:

- cuales son los trabajos que representan una mayor carga radiológica,

- verificar la importancia de la experiencia adquirida, el entrenamiento del personal ejecutor de los trabajos y la buena gestión de los trabajos

- constatar el efecto positivo de la aplicación los avances tecnológicos. Así las dosis colectivas de las últimas recargas en Ascó y Almaraz han confirmado que la sustitución de los generadores de vapor ha supuesto un cambio drástico de las dosis asociadas a esta actividad dejando de ser la actividad predominante en dosis se cara al futuro para las centrales PWR de segunda generación.

Otro ejemplo concreto, que refleja la utilidad de la participación en el Programa ISOE, ha consistido en la realización de un estudio más detallado de valoración de los resultados radiológicos de los proyectos españoles de sustitución de los generadores de vapor valoración en un contexto internacional.

En el gráfico 3 se muestra la evolución de la dosis colectiva por generador sustituido en todo el mundo,

en orden cronológico desde 1979.

Dicho gráfico refleja que los resultados de las dosis colectivas asociadas a los cambios de generadores de vapor han sufrido una notable reducción desde el primer cambio efectuado, y que el coste radiológico de los proyectos de sustitución de los generadores de vapor en España está en la línea de los demás países de la OCDE.

Un análisis en profundidad de dichos datos requiere interpretar los datos considerando otros factores que influyen en la exposición colectiva, como es el caso de condiciones radiológicas de la planta previas al cambio o las especificidades de cada proyecto.

Si tenemos en cuenta otros datos disponibles en el ISOE como son los niveles de radiación iniciales en las tuberías del primario, mayores en el caso de nuestras centrales, se concluye que los resultados de los cambios efectuados en España están entre los mejores registrados en el mundo.

### 3. Otros productos ISOE

#### Informes Anuales:

Anualmente el ISOE publica un informe en el que se recogen las actividades realizadas por los distintos miembros y Centros Técnicos del Sistema. El contenido actual del informe es el siguiente:

- Trabajos y desarrollos realizados durante el año.
- Evolución de las dosis colectivas de los reactores en operación y desmantelamiento.
- Resultados de estudios específicos realizados en el año.
- Principales sucesos relacionados con las exposiciones ocupacionales en los países miembros del ISOE.

- Temas de estudio identificados en el campo de las exposiciones ocupacionales.
- Plan de actividades para el año siguiente.

Estos informes son publicados como documentos conjuntos de la AEN y la OIEA. Son de amplia difusión y pueden ser solicitados por organismos interesados y público en general.

### Informes técnicos:

Son producto de la labor de Grupos de Trabajo internacionales específicos y pretenden ser la recopilación del estado del arte a nivel mundial. Hasta la fecha se ha publicado un informe técnico sobre la "Gestión del Trabajo en la Industria Nuclear" en 1997, que ha sido traducido a varios idiomas, entre ellos el ruso y el japonés.

Otros informes previstos o en elaboración son:

- Manual de buenas prácticas ALARA en la instalación de blindajes.
- Técnicas de reducción del termino fuente en centrales nucleares.

- Manual de buenas prácticas de ingeniería radiológica.
- Relación de la química del primario con la optimización de las exposiciones ocupacionales.
- Optimización y gestión de paradas.

### Hojas Informativas ISOE:

Cada Centro Técnico adquiere el compromiso anual de editar varias hojas informativas sobre temas de interés y actualidad. Estas hojas pueden tener difusión restringida, solamente para las centrales nucleares, o difusión amplia para todos los participantes. El origen de estas hojas informativas esta en el desarrollo de estudios particulares o temas de interés relacionados con las exposiciones ocupacionales por parte de los centros Técnicos.

Ejemplos de este tipo de publicaciones son "La influencia de la edad de los reactores y la potencia instalada en las dosis colectivas", "Resultados de las primeras descontaminaciones totales de sistemas",

"Resultados dosimetricos del cambio de tapas de vasijas" o "el uso del valor monetario del hombre-Sievert". Hasta la fecha se han publicado un total de 30 Hojas Informativas por los diversos Centros Técnicos.

### Informes de opinión:

En el año 1998 se aprobó una iniciativa de la generación por Grupos de Expertos de Informes de opinión. En ellos se pretendía establecer la posición de los participantes en el ISOE en el debate internacional sobre los que tienen competencia. Los temas inicialmente identificados que podrían ser objeto de este tipo de informes son por ejemplo:

- Influencia del mantenimiento e inspección en servicio en la optimización de las exposiciones ocupacionales.

- La dosimetría oficial: discusión de la prevalencia de la dosimetría TLD frente a la DLD.

- Optimización y formación: sus barreras.

- Responsabilidades de los contratistas en formación.

- La reducción de la duración de las recargas y la optimización de las exposiciones ocupacionales.

- Restricciones de dosis en las exposiciones ocupacionales: que son, como y cuando se aplican.

- La optimización y los requisitos reguladores.

- La desregulación de los sistemas eléctricos y la optimización.

- Optimización de dosis en el uso de equipos de protección personal: dosis interna versus externa.

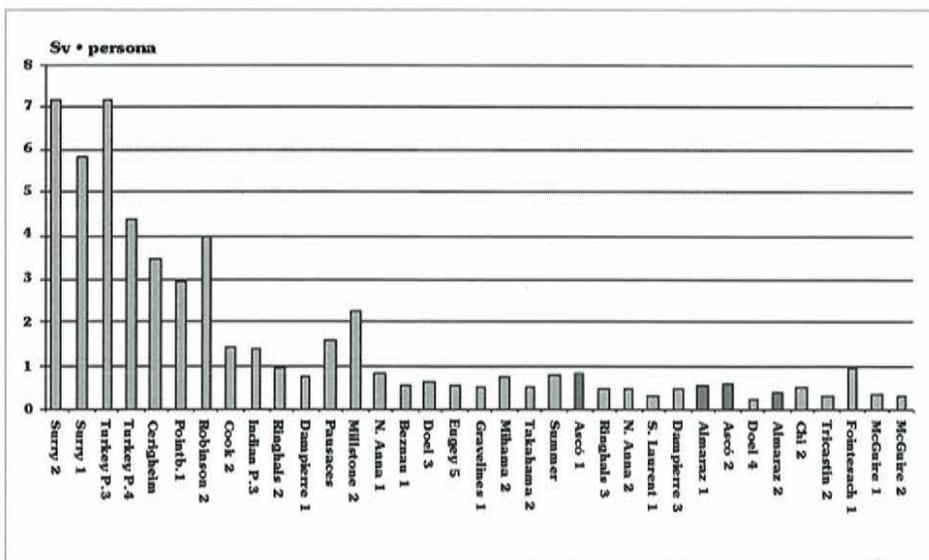


Grafico 2. Dosis colectiva por reactor

### **Página Web**

Acorde con los tiempos está en fase de integración las distintas páginas Web que se han creado por los Centros Técnicos referentes al ISOE, para conseguir una página Web coordinada. Está en estudio que cada Centro Técnico sea responsable de actualizar su parte de la página Web y de diseñar un sistema de incorporación de noticias relacionadas con las exposiciones ocupacionales de cada región para que sea accesible a todos los usuarios.

### **Seminarios sobre Optimización**

Finalmente dentro de los Productos

ISOE se debe incluir la celebración de un Seminario Anual sobre optimización de las exposiciones ocupacionales en instalaciones nucleares, con la presentación de los últimos avances sobre el tema y de las experiencias de los diversos participantes. Estos seminarios se celebran alternativamente en la región americana y en la región europea. Desde su inicio en 1997 se han celebrado en Orlando-EE.UU (1997), Malmö-Suecia (1998) y Orlando-EE.UU (1999). En el año 2000 está previsto celebrarlo en Tarragona-España, orientándolo especialmente hacia la optimización en el desmantelamiento de instalaciones nucleares.

### **Conclusiones**

Tras casi siete años de operación y de creciente participación, el sistema ISOE ha conseguido la "masa crítica" necesaria para facilitar de forma eficaz a sus usuarios un amplio espectro de información detallada, y entrado en un período de utilidad y estabilidad. Actualmente es el sistema de referencia a nivel internacional en el tema de las exposiciones ocupacionales de las instalaciones nucleares. Este crecimiento continuo, y los esfuerzos de todos los participantes por facilitar información oportuna y de utilidad, ayudarán a asegurar que ISOE siga siendo una vía actualizada para el intercambio de experiencias en materia de exposición profesional en todo el mundo.

# VIII Congreso Nacional de la Sociedad Española de Protección Radiológica

Maspalomas, GRAN CANARIA  
27-29 SEPTIEMBRE 2000



*Anote esta fecha en su agenda.  
Le esperamos*



# Protección Radiológica en Radiología Intervencionista

Rafael Ruiz-Cruces<sup>1</sup>

Eliseo Vaño<sup>2</sup>

José Hernández Armas<sup>3</sup>

Luciano González<sup>2</sup>

Francisco Díaz Romero<sup>3</sup>

Antonio Díez de los Ríos<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Grupo de Investigación en Protección Radiológica. Univ. de Málaga

<sup>2</sup>Grupo de Física Médica. Univ. Complutense de Madrid

<sup>3</sup>Grupo de Física Médica y Radiactividad Ambiental. Univ. de La Laguna. Tenerife

## RESUMEN

La Radiología Intervencionista (RI) precisa de largos tiempos de fluoroscopia y de obtención de un gran número de imágenes. Como resultado, la exposición a la radiación puede producir efectos detrimentales que deberemos evitar si conocemos la dosis umbral (deterministas) y disminuirla la probabilidad de su aparición en aquellos que no dependen de la dosis (estocásticos).

Para ello se deben obtener valores de referencia en estos procedimientos. La dosis efectiva es la magnitud que mejor valora el riesgo radiológico. Esta magnitud no es directamente mensurable, ya que depende de magnitudes previas, dosis a la entrada en piel, producto de la dosis por área y dosis en órganos. Para aplicar los criterios del sistema de limitación de dosis, proponemos actuar en tres aspectos: reducir la dosis en los pacientes y en el personal; formación adecuada en RI; y por último, recomendaciones sobre el manejo de los equipos de RI.

## SUMMARY

Interventional Radiology (IR) needs long time of fluoroscopy and the obtaining of a great number of images. As a result, the exposition to radiation can produce detrimental effects that we will have to avoid if we know the threshold dose (determinists) and to reduce their appearance probability in those that do not depend on the dose (stochastic).

For this it should be obtained reference values in these procedures. Effective dose is the quantity that better estimates the radiation risk. This quantity is not directly measurable, since depends on previous quantities, entrance surface dose, dose area product and organ doses.

To apply the criteria of the dose limitation system, we propose to require three aspects: to reduce the patient and staff dose; training adapted in IR; and finally, recommendations on the managing of the IR equipment.

## INTRODUCCIÓN

La Radiología Intervencionista se podría definir como una actividad médica subespecialidad de la Radiología que realiza procedimientos guiados con Rayos X, para desarrollar una acción diagnóstica o terapéutica tanto en enfermedades vasculares como no vasculares. Para realizar estas técnicas se utilizan catéteres, guías, balones y prótesis autoextensibles, a través de punciones percutáneas y generalmente con anestesia local (1, 2).

Dentro de la Radiología Intervencionista se distinguen tres tipos de procedimientos diagnósticos y terapéuticos según el campo de actuación: los realizados en el corazón y sus vasos (Cardiología Intervencionista), los realizados en el sistema nervioso central (Neurorradiología Intervencionista) y los realizados en el resto de organismo, denominados Radiología Intervencionista General (3, 4). En este trabajo de revisión nos centraremos en los procedimientos de Radiología Intervencionista General caracterizados por el uso

Procedimientos vasculares		Procedimientos no vasculares	
Diagnósticos	Terapéuticos	Diagnósticos	Terapéuticos
A. Abdominal	Acceso a vía central	Biopsia percutánea	Catéterización ureteral
A. Cerebral	Angioplastia (ATP)	Biopsia de vías biliares	Colecistostomía
A. Hepática	Aterectomía	CTPH	Dilatación esofágica
A. Ilíaca-pélvica	Embolizaciones	Pielografía anterógrada	Dilatación ureteral
A. Mesentérica	Fibrinolisis arterial		Dilatación uretral
A. MMII	Filtro Vena Cava		Drenaje biliar
A. MMSS	Prótesis vasculares		Drenaje de abscesos
A. Pulmonar	TIPS		Drenaje pleural
A. Renal			Drenaje traqueal
A. Tronco Celíaco			Embolización tumoral
A. TSA			Extracción de cálculos
Cavografías			Extracción de cuerpos
Flebografías			Prótesis biliar
ATP: Angiografía trasluminal percutánea MMII: Miembros Inferiores MMSS: Miembros Superiores TIPS: Trans iugular intrahepatic portosistemic shut (derivación intrahepática portosistémica) TSA: Troncos supraórticos.			Protesis esofágica Prótesis cólicas Nefrostomía percutánea

Tabla 1. Clasificación de los procedimientos de Radiología Intervencionista General

de Rayos X, la realización de acciones diagnósticas y terapéuticas y el ser realizada por Médicos Radiólogos.

La situación actual en España de la Radiología Intervencionista (RI) pasa por un buen momento de desarrollo y expansión. Existen profesionales dedicados exclusivamente a esta tarea prácticamente en todos los Hospitales de tercer nivel. La actividad asistencial de estas unidades está recogida en los registros anuales de la Sociedad Española de Radiología Vasculat e Intervencionista (1). En 1997, se indica que se atendieron 67.371 pacientes y se realizaron un total de 116.319 procedimientos (2.908 procedimientos/millón de habitantes). En 1994, la cifra registrada fue del orden de 840 procedimientos por millón, de

los que aproximadamente un tercio eran terapéuticos.

Desde el punto de vista de la Protección Radiológica, la Radiología Intervencionista precisa de largos tiempos de fluoroscopia y la obtención de un gran número de imágenes en comparación con otros procedimientos radiológicos. Como resultado, la exposición a la radiación tanto del personal que realiza los procedimientos como de los pacientes, es relativamente importante. Sin embargo, la Radiología Intervencionista permite el tratamiento de muchas patologías de origen vascular y no vascular que hasta hace pocos años requerían intervenciones quirúrgicas y anestesia, con un considerable riesgo para los pacientes. En la mayoría de los casos, la Radiología Intervencionista evita o reduce sus-

tancialmente el tiempo de hospitalización y facilita o hace innecesaria la intervención quirúrgica (5).

La Protección Radiológica en Radiología Intervencionista ha alcanzado un importante auge en los últimos años. En Estados Unidos (1994), se ha promulgado una norma obligando a la limitación de la tasa de dosis de radiación a la entrada del paciente. La FDA ("Food and Drug Administration") ha decretado varias notas sobre el riesgo de posibles lesiones por radiación en la piel de los pacientes, recomendando el registro de determinados parámetros en ciertos tipos de procedimientos (6) (7). La Comisión Electrotécnica Internacional (IEC) está finalizando una norma sobre aspectos de seguridad para los equipos de Radiología Intervencionista. La



Organización Mundial de la Salud (OMS) organizó en Munich (1995), realizó una reunión internacional para preparar una publicación sobre recomendaciones de seguridad en Radiología Intervencionista (4). La Comisión Europea (CE) ha patrocinado dos programas de investigación sobre protección radiológica en Radiología Intervencionista. El más reciente es una acción concertada denominada "DIMOND" en la que se evaluarán hasta 1999, aspectos de calidad de imagen y dosis en Radiología Intervencionista Digital. España fue sede del primer curso patrocinado por la Comisión Europea sobre Protección Radiológica en Radiología Intervencionista (8). La recién promulgada Directiva Europea sobre exposiciones médicas (*Directiva 97/43/Euratom, de 30 de junio de 1997, relativa a la protección de la salud frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes en exposiciones médicas*) incluye la Radiología Intervencionista como práctica de especial riesgo a la que se debe prestar un particular interés (9). La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) y la Organización Internacional de la Energía Atómica (OIEA) han creado en 1997, sendos grupos de trabajo que deberán elaborar documentos sobre aspectos técnicos de la protección radiológica en los procedimientos intervencionistas, con recomendaciones tendentes a evitar la producción de lesiones por radiación (10).

Para este tipo de procedimientos radiológicos complejos no existen límites de dosis a pacientes establecidos por la legislación. Sin embargo, la Comisión Internacional de Protección Radiológica y la Comisión Europea en su recién promulga-

da Directiva 97/43/EURATOM, recomiendan la utilización de valores de referencia de dosis, para la protección radiológica del paciente (9). Desgraciadamente la RI es una de las especialidades en las que todavía no se han realizado suficientes estudios como para permitir recomendar valores de referencia concretos en el ámbito europeo.

### **Procedimientos de Radiología Intervencionista**

Existen múltiples clasificaciones de los procedimientos de radiología intervencionista general. El número de tipos de procedimientos se ha incrementado extraordinariamente en los últimos años. Ello conlleva actualmente a una gran diversidad de procedimientos que hace muy difícil una clasificación dentro de grupos homogéneos, para llevar a cabo determinaciones dosimétricas.

En cada Unidad de Radiología Intervencionista, en función de sus recursos técnicos y humanos, se realiza un determinado número de tipos de procedimientos. En la tabla 1, se muestra una clasificación actualizada de los procedimientos más frecuentes en el ámbito español. En cada procedimiento, se debe determinar las zonas del cuerpo que reciben radioscopia y las zonas donde se realizan las imágenes radiográficas.

### **DESARROLLO**

La utilización de equipos de rayos X con fines de diagnóstico médico implica un riesgo derivado del uso de radiaciones ionizantes. Para prevenir los efectos nocivos de esta actividad, el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones

ionizantes (11) establece una serie de normas que afectan al personal profesionalmente expuesto, al público y a los pacientes. Este Real Decreto se completa posteriormente con el que se establecen los criterios de calidad en radiodiagnóstico (12). En esta normativa aparecen legislados los límites de referencia de dosis a la entrada (DES) suministradas a los pacientes en exploraciones simples. Es importante citar que España es pionero en legislar valores de referencia de dosis a pacientes.

Los reglamentos citados y las nuevas recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica se basan en lo que se denomina el SISTEMA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, una concepción basada en tres pilares (13, 14):

- **Justificación.** Cualquier actividad que implique una exposición a las radiaciones ionizantes debe producir un beneficio neto positivo.

- **Optimización.** Todas las exposiciones justificadas deben mantenerse tan bajas como sea razonablemente posible, manteniendo la calidad de imagen requerida y teniendo en cuenta las condiciones socioeconómicas aplicables. Este principio se denomina CRITERIO ALARA, por las iniciales en inglés del concepto "tan bajo como se pueda lograr razonablemente", *As Low As Reasonably Achievable*.

- **Limitación de dosis.** Las dosis efectivas y las dosis equivalentes en órganos individuales recibidas por el personal profesionalmente expuesto no superarán los límites fijados.

La evaluación de la eficacia de cualquier procedimiento de Radiología Intervencionista debe incluir consideraciones desde el punto de la Protección Radiológica. Dichos procedimientos deben ser justificados

Procedimientos	Complutense	La Laguna	Málaga	Media
Tipo	PDA (Gy x cm <sup>2</sup> )			
Arteriografía Abdominal	56	61	70	62
Arteriografía Celíaca	-	-	109	109
Arteriografía Cerebral	67	23	82	57
Arteriografía de MMII	66	30	58	51
Arteriografía Hepática	81	-	88	85
Arteriografía Renal	92	-	75	84
Cateterización renal	-	-	21	21
Cateterización ureteral	-	-	41	41
Dilatación ureteral	-	-	63	63
Drenaje Biliar	69	150	43	87
Embolización varicocele	-	75	106	91
Extracción cálculo biliar	-	-	75	75
Nefrostomía	-	56	23	40
PTA MMII	25	-	80	53
Reservorios subcutáneos	-	-	19	19
TIPS*	354	457	310	374
Wallstent biliar	-	-	86	86

Referencias (28-30)  
\*Son primeros resultados de TIPS

Tabla 2. Valores de referencia, representados con el promedio.

por su beneficio diagnóstico y terapéutico, sopesando que la utilización de los Rayos X no suponga una alteración en el equilibrio de la balanza beneficio/pérdida de salud.

La pérdida de salud, o detrimento, se valora mediante una expresión matemática que determina los daños producidos por los efectos de la radiación ionizante (15, 16).

La limitación de las dosis al personal de la instalación y a los pacientes, puede investigarse mediante controles que determinen valores de referencia en cada procedimiento, en el caso del paciente. Para el personal profesionalmente expuesto, los controles mensuales mediante dosimetría corporal y de muñeca permiten conocer el nivel de dosis promediada anual.

### Efectos Detrimentales en Radiología Intervencionista

Las radiaciones ionizantes pueden causar efectos deterministas (aque-

llos que conocemos las dosis umbral) y efectos estocásticos en los tejidos irradiados. El objetivo principal de la Protección Radiológica se centra en evitar la ocurrencia de los efectos deterministas y reducir al máximo la posibilidad producción de efectos estocásticos (15).

En Radiología Intervencionista pueden producirse este tipo de efectos indeseables (17). Usualmente, los efectos clínicos no son detectables después de un periodo de latencia y su evolución transcurre durante varias semanas e incluso meses. La mayor parte de los efectos deterministas a pacientes en Radiología Intervencionista son probablemente como resultado de la irradiación de la piel. La aparición de lesiones en piel dependerá no sólo de la dosis acumulada en piel, sino también de la tasa de dosis, del fraccionamiento de la mismas, de la edad y características de la persona expuesta, así como de la zona irradiada (4, 18)

En algunas publicaciones se muestran algunas dosis absorbida umbrales requeridas para producir efectos en piel y tejidos adyacentes (4, 10, 19) Asimismo, también existen valores de dosis umbrales para lesiones en otros órganos y tejidos (10, 18, 20).

La FDA ("Food and Drug Administration") ha recibido una serie de informes sobre pacientes que han presentado lesiones en piel, tras realizarles procedimientos de Radiología Intervencionista (6, 21).

En el caso de los efectos estocásticos, las células somáticas modificadas pueden, después de periodos de latencia, desarrollar un cáncer. Hay sin duda mecanismos de reparación y defensa que hacen que lo anterior sea improbable. Para este tipo de efectos no existe una dosis umbral. Si el daño sucede en una célula cuya función es transmitir información genética al descendiente, los posibles efectos resultantes, que pueden tener diferente gravedad, se



manifiestan en los descendientes de la persona irradiada. Este tipo de efectos estocásticos se denomina efectos hereditarios. La probabilidad de contraer un cáncer fatal a partir de exposiciones a las radiaciones ionizantes se basa principalmente en los estudios de los comités de expertos UNSCEAR y BEIR (22) sobre los supervivientes de las bombas atómicas. A partir de estas estimaciones de riesgo, la ICRP (15) ha evaluado la probabilidad de contraer un cáncer por unidad de dosis para una población en general (todas las edades) y para una población de trabajadores (grupo de edad sesgado).

El concepto de *detrimiento* se utiliza para la representación tanto de la probabilidad de aparición del daño estocástico a la salud como de su gravedad. Este concepto es aplicable a dosis bajas, integrando los siguientes componentes: riesgo de contraer un cáncer mortal en cualquier órgano; morbilidad resultante de la aparición de cáncer no mortal; diferencias en el periodo de latencia del cáncer, que pueden provocar diferentes esperanzas de vida a causa de la aparición de un cáncer mortal; y riesgo de efectos hereditarios graves en todas las generaciones de descendientes de la persona irradiada.

Los principales órganos expuestos en el paciente serán la piel y cualquier órgano que afecte el campo de irradiación. En el personal que trabaja en la sala de Radiología Intervencionista, son la piel y el tiroides donde pueden aparecer efectos estocásticos. Es importante que los radiólogos intervencionistas mantengan sus manos alejadas al máximo del haz primario de irradiación, donde la intensidad de la radiación es de mayor orden de magnitud que la radiación dispersa generada secundariamente. Existe un trabajo publicado que valora el riesgo estocástico de los procedimientos de radiología intervencionista (23)

### **Dosimetría Radiológica: Pacientes y Operacional.**

La dosis de radiación recibida por los pacientes y por el personal profesionalmente expuesto en Radiología Intervencionista es generalmente mayor en comparación con la dosis recibida en otros procedimientos de radiodiagnóstico.

En Radiología Intervencionista es importante interpretar que magnitudes son las que valoran mejor los riesgos de aparición de efectos deterministas y estocásticos. En ambos casos, la dosis a la entrada en piel (DES), la dosis órgano (Dt) y la dosis

efectiva (E) deben ser estimadas. Esta última es la magnitud aceptada por diferentes grupos de investigación para valorar los riesgos radiológicos debido a cualquier tipo de radiación (15).

Sin embargo, la dosis efectiva (E) no es una magnitud directamente medible, ya que depende de medidas de otras magnitudes previas, dosis a la entrada en superficie, producto de la dosis por área, dosis órgano, etc.

Además, pese al acuerdo general (ICRP e ICRU) sobre la utilidad de la dosis efectiva, es necesario tener en cuenta que la *determinación del riesgo radiológico* para un procedimiento de Radiología Intervencionista requiere un conocimiento mayor que el resultante de la mera evaluación de la *dosis efectiva*, puesto que existen otros factores que intervienen: *edad, sexo, estado general del paciente, volumen corporal de la zona irradiada, etc.* Todos estos factores son significativamente distintos a los correspondientes de un "grupo estándar" para los que se han calculado los actuales factores de ponderación tisular para el cálculo de E (24).

Por otro lado, el cálculo de E requiere conocer la dosis media impartida en 22 órganos en el cuerpo, lo cual solo puede lograrse

Modos o tipos	Matriz	Frames/s	kVp	m <sub>A</sub>	Tasa de dosis*
<b>Radioscopia normal o estándar</b>	1024 x 512	30	78	4,2	7
<b>Radioscopia alta definición</b>	1024 x 512	30	81	7,4	14
<b>Radioscopia pulsada</b>	1024 x 1024	2	81	1,1	1
<b>Imagen digital (bajo ruido)</b>	1024 x 1024	1	75	49,2	70
		frame		mAs	(por exposición)

\*La tasa de dosis viene dada en cGy\*cm<sup>-2</sup>\*s<sup>-1</sup>. Equipo Integris 3000(Philips Medical Systems)

**Tabla 3.** Parámetros técnicos de radioscopia y su influencia en la dosis.

mediante aproximaciones matemáticas (programas informáticos como Diasoft, Eff-Dose y PCXMC).

Para llegar a la dosis efectiva debemos de partir de otras magnitudes dosimétricas. Las magnitudes y unidades dosimétricas son estudiadas y propuesta por la Comisión Internacional de Unidades y Medidas de Radiación (ICRU).

Las magnitudes de interés en la dosimetría del paciente son aquellas que nos van a permitir determinar las dosis promedio que reciben los órganos (DT) del paciente, así como la dosis efectiva (E) que se produce a consecuencia de cada procedimiento de Radiología Intervencionista.

Con esta finalidad se ha propuesto por los Organismos Internacionales (10, 19, 25) considerar dos magnitudes como referentes:

-1. *Producto dosis x área (PDA)*. Se define como la dosis absorbida en aire promediada en el área del haz de Rayos X en un plano perpendicular al eje del haz y multiplicada por el área del haz en el mismo plano. Esta magnitud es importante en la dosimetría del paciente ya que existen detectores que calculan directamente su valor (Gy x cm<sup>2</sup>).

- 2. *Dosis a la entrada en superficie (DES)*. Esta magnitud incluye la dosis debida a retrodispersión producida por el mismo paciente. Se calcula a partir del PDA, mediante la siguiente expresión:

$$DES = (PDA/\text{área irradiada}) \times f \times FR,$$

Siendo; "f" es el cociente entre los coeficientes másicos de músculo y aire, y "FR" es el factor de retrodispersión, que depende de la filtración total del haz, del kVp y del tamaño del campo. Sus valores están tabulados y varían entre 1.2 y 1.45 (26).

Esta recomendación ha sido seguida por diferentes autores que han pu-

blicado últimamente trabajos relacionados con la determinación de dosis a pacientes en procedimientos de Radiología Intervencionista (27-32).

Como se citó con anterioridad, los Radiólogos Intervencionistas y el resto del personal que permanece en el interior de la Sala, están expuestos a recibir radiación dispersa. Los trabajos publicados recientemente por el Grupo de Física Médica de la Universidad Complutense (33-35) demuestran como las manos, el cristalino y el tiroides, deben ser protegidas correctamente. La dosis de radiación recibida en estos órganos superficiales puede ser determinada mediante la colocación de dosímetros de termoluminiscencia (TLD).

El marco conceptual de la *Protección Radiológica Operacional* se basa en aplicar los criterios de Distancia, Tiempo y Blindaje (5).

• *Distancia.*

La radiación se propaga de forma que al alejarse de la fuente, su intensidad disminuye inversamente proporcional al cuadrado de su distancia. Por este motivo, es preciso mantener la mayor distancia al foco de radiación, sin disminuir el desarrollo de los procedimientos. En este sentido, conviene alejarse del paciente (siempre que se pueda), incluso salirse de la sala cuando se realiza la adquisición de imágenes. La figura 1 ilustra como la radiación dispersa disminuye con la distancia. Además, también tiene influencia en la radiación dispersa

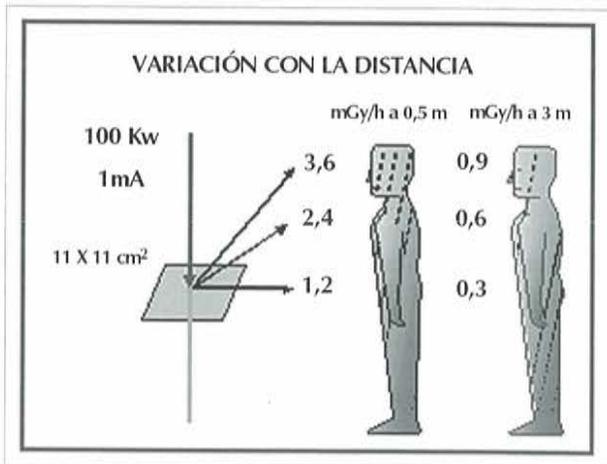
el ángulo (figura 2) con respecto al plano en el que se encuentra el foco dispersor.

• *Tiempo.*

Como es lógico pensar, cuanto menos tiempo se empleen las radiaciones ionizantes menor será la dosis recibida. Por lo tanto, se deberá reducir el tiempo de escopia a lo estrictamente necesario. Un entrenamiento y formación adecuada del personal profesionalmente expuesto disminuye el tiempo de exposición. Diversas recomendaciones internacionales insisten en la importancia del entrenamiento y conocimientos técnicos de los equipos de Radiología Intervencionista.

• *Blindaje.*

En la práctica pueden darse circunstancias donde los factores anteriores, por si solo no bastan para conseguir las condiciones de trabajo adecuadas. En estos casos se interpone entre la fuente de radiación y el operador un material absorbente de la radiación (blindaje) de espesor suficiente, para que gran parte de la radiación se atenúe. La determinación de la barrera, su espesor y posición, dependen del tipo y energía de la radiación, de su dirección, del grado de ocupación de la zona





de interés y de la atenuación a conseguir.

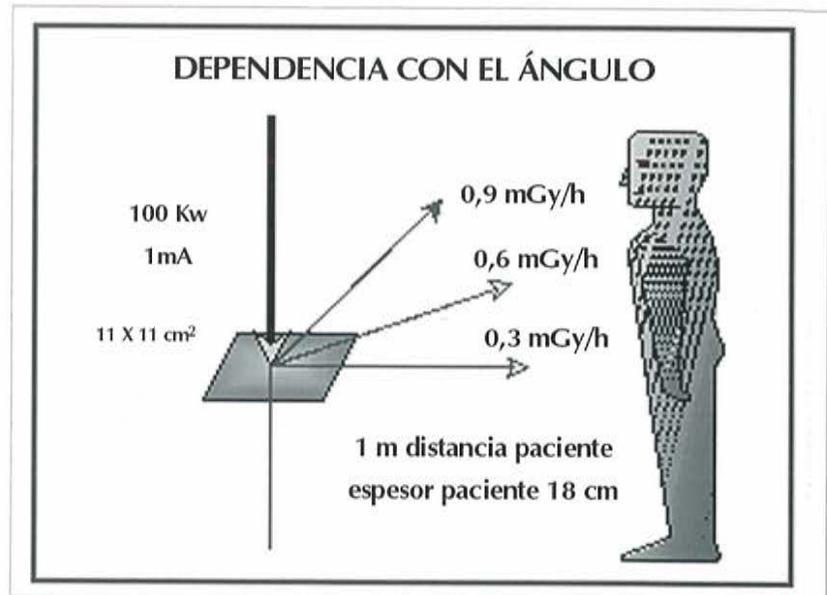
En Radiología Intervencionista, la permanencia en el interior de la Sala requiere utilizar un *delantal plomado* de 0,25 mm como mínimo. Este tipo de delantales absorbe aproximadamente el 90% de la radiación incidente a 100 kV y más a menores tensiones. Estos delantales deben llevar una identificación que permita diferenciarlos, y deben revisarse anualmente para garantizar su perfecta conservación.

Junto a los delantales plomados de cuerpo completo, el personal deberá completar su protección corporal mediante la utilización de:

- *Guantes*; los cuales deben atenuar al máximo la radiación sin que se produzca pérdida de sensibilidad en las manos del radiólogo que realiza el procedimiento.
- *Protector del tiroides*, para cubrir la zona del cuello más radiosensible.
- *Gafas plomadas*, para evitar lesiones en el cristalino.
- *Otros*, como las muñequeras o protectores de los brazos.

Por último, es importante "desaconsejar" la utilización de los Rayos X sobre la mesa radiológica en procedimientos intervencionistas. En las figuras 3 y 4 se muestran la influencia de la colocación del tubo de Rayos X encima o debajo de la mesa.

El esquema de la figura 3 es el correcto, debido a que la radiación dispersa que se produce desde la mesa radiológica hacia arriba, es menor si se compara con la figura 4. Si es importante recomendar que la tasa de radiación dispersa (2,2 mGy/h para esta técnica) por debajo de la mesa radiológica (figura 3), debe ser atenuada mediante la colocación de un *delantal o faldón plomado*



do que recorra el borde completo de la citada mesa.

Además es recomendable, la utilización una *mampara plomada articulada* que cuelga del techo y que permite mayor protección del tronco hacia arriba. Este tipo de mampara debe ser demandada a los responsables de los centros, ya que atenúa radiación que afectaría a zonas no protegidas como la parótida y la zona craneal.

## RESULTADOS Y DISCUSION

Tras una revisión actualizada de los trabajos que se desarrollan en este ámbito de la Protección Radiológica, consideramos que los aspectos donde se pueden aplicar criterios de actuación son:

1. *Recomendaciones de reducción de dosis.*
2. *Formación en Radiología Intervencionista.*
3. *Recomendaciones del equipamiento: aspectos técnicos e influencia en la dosimetría.*

### 1. Recomendaciones de reducción de dosis.

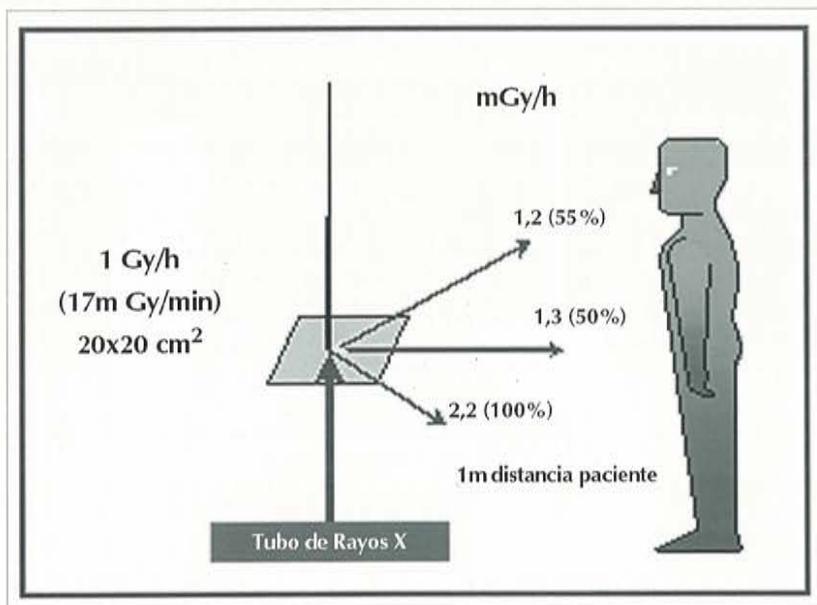
En términos generales, la reducción de dosis pasa por un buen conocimiento del manejo del equipo de RI, un entrenamiento correcto de las técnicas intervencionistas, y una buena formación en Protección Radiológica (10).

#### 1.1. Técnica de reducción de dosis en pacientes.

Las dosis suministradas a los pacientes en estos procedimientos deben ser lo más bajas posibles, cumpliendo el Criterio ALARA (15). Para ello, debemos de tener claro una serie de recomendaciones técnicas.

- Motivación del personal profesionalmente expuesto para realizar los procedimientos teniendo en cuenta los principios generales de la Protección Radiológica.

- Si es posible, realizar los procedimientos en un periodo de tiempo lo menor posible, evitando la repetición de pruebas al mismo paciente.



- Si es posible utilizar tasas de dosis de fluoroscopia bajas o pulsadas, evitando la aplicación de modos de alta dosis.

- Si es posible, evitar al máximo que los órganos más sensibles queden incluidos en el haz de radiación primario. Esto puede llevarse a cabo mediante la máxima colimación posible, o usando proyecciones alternativas.

- Si es posible, intentar cambiar de dirección el haz primario para evitar la permanencia de la radiación en una zona de piel de forma continua. Esto podría reducir la aparición de los efectos deterministas.

- Establecer unos valores de referencia de dosis por procedimiento. Esta recomendación es actualmente demandada por EURATOM en su directiva 97/43. Estos valores deberán estar determinados antes del 13 de mayo del año 2000 (9).

### 1.2. Papel de los valores de referencia en pacientes.

Estos valores deben ser considerados teniendo en cuenta las caracte-

rísticas clínicas y físicas del paciente, la habilidad o entrenamiento del personal de la sala y por supuesto, el equipamiento utilizado.

Un problema añadido es la dificultad de clasificar todos los procedimientos de Radiología Intervencionista, debido a su gran número, a las diferentes formas de realización técnica y los diferentes materiales utilizados en ellos.

El tercer punto de discusión está en qué magnitud dosimétrica es la más adecuada para obtener una información fiable, y que función estadística escoger para representar un valor umbral o límite en el que basar los primeros resultados obtenidos. Así pues, los Comités Internacionales que trabajan en este tema han seleccionado el producto de la dosis por el área irradiada (PDA), como la magnitud más adecuada. En cuanto, a la función matemática, parece que hay dualidad de elección. Los americanos se muestran partidarios del valor promedio y los europeos (UK sobre todo)

prefieren el 3º cuartil como límite máximo permisible.

En la tabla 2 se muestran algunos valores de referencia obtenidos por varios grupos de investigación españoles con equipos digitales (27, 30, 31). Existen diferencias ostensibles en los valores de referencia obtenidos por los 3 grupos de investigación. La causa es de tipo multifactorial ya que difieren: el equipamiento, el personal, las técnicas de realización radiológicas, los pacientes tipo, etc. Por lo tanto, es indispensable reunir criterios comunes mediante la realización de un proyecto de investigación multicéntrico, para que España pueda aportar a la comunidad científica unos valores de referencia en Radiología Intervencionista.

### 1.3. Técnica para reducir la exposición ocupacional.

Completando la información expuesta con anterioridad, es importante cumplir los siguiente requisitos:

- Utilizar todos los protectores plomados sobre el cuerpo.
- Colocar correctamente los faldones plomados en las mesas radiológicas.
- Demandar, en caso que no exista, la colocación de una mampara articulada colgante.
- Cuando se realicen adquisición radiográfica, el personal de la sala debe salir de ella.
- Utilizar medios automáticos de inyección de contraste.
- Optimización del equipo (convencional o digital) de Radiología Intervencionista.

## 2. Formación en Radiología Intervencionista

Para completar la reducción de dosis ocupacionales y a pacientes se



debe exigir a todos los profesionales que trabajan en salas de Radiología Intervencionista un entrenamiento médico completo y una formación adecuada en protección radiológica. Para ello debemos llevar a cabo programas y cursos de formación clasificando previamente al personal implicado. Según los organismos competentes, se recomendaría la realización de estos programas de formación a las siguientes categorías profesionales (4, 10): Radiólogos Intervencionistas, Diplomados en Enfermería Universitaria, Técnicos Especialistas en Radiodiagnóstico e Ingenieros de equipos.

Los programas específicos de formación se realizarían para cada grupo, enfatizando en aquellos aspectos que sean necesarios para complementar sus conocimientos.

Un esquema general del curso podría ser este:

- Formación médica en Radiología Intervencionista: concepto, tipos de procedimientos: diagnósticos e intervencionistas y material y equipamiento.

- Formación en Protección Radiológica.

- Temas básicos: Bases físicas; Interacción de los electrones y los fotones con la materia; Magnitudes y unidades radiológicas; Características físicas de los equipos de Rayos X; Características físicas del espectro de Rayos X; Fundamentos de la detección de los Rayos X; Conceptos de radiobiología; Fundamentos de garantía de calidad y control de calidad; Protección Radiológica; Recomendaciones y Legislación actual.

- Temas específicos: para Radiólogos Intervencionistas; pa-

ra Diplomados en Enfermería Universitaria (DUE); para Técnicos Especialistas en Radiodiagnóstico (TER); para Ingenieros de equipos.

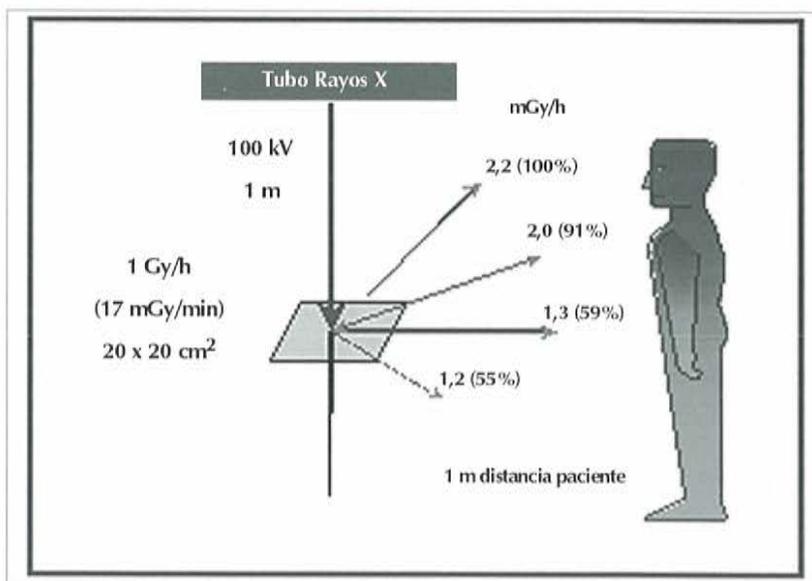
### 3. Recomendaciones del equipamiento: aspectos técnicos e influencia en la dosimetría.

Para cumplir los criterios básicos de protección, siguiendo las recomendaciones de la ICRP (15, 16) las salas de Radiología Intervencionista deberán ser suficientemente espaciaosas, disponer de los elementos adecuados de protección radiológica y equipos de rayos X especialmente diseñados para estos procedimientos. Se desaconseja utilizar los telemandos convencionales que se emplean en otros tipos de procedimientos complejos como los estudios baritados de digestivo. También, es importante utilizar equipos que posean el tubo de rayos X por debajo de la mesa radiológica, para evitar una mayor radiación dispersa (véase la figuras 3 y 4).

Por lo tanto, para disminuir al máximo la radiación dispersa que se produce en estos procedimientos, el Radiólogo Intervencionista y los miembros que conforman el grupo profesionalmente expuesto deberán conocer el correcto funcionamiento del equipo, sobre todo, los parámetros que influyen en la producción de radiación no deseada.

Se debe reducir el tamaño del campo irradiado y aumentar la distancia al paciente. Tres normas de actuación correcta para el personal son: utilizar todos los medios protectores posibles; no introducir las manos debajo del haz primario de radiación; y permanecer fuera de la sala cuando se realicen la adquisición de imágenes.

En relación con el paciente, de acuerdo con la legislación vigente, los equipos de rayos X deberán tener al menos una filtración mínima equivalente a 2,5 mm de aluminio. Como sabemos, la filtración disminuye sustancialmente la dosis a la entrada en la piel del paciente. Actualmente, se comercializan equipos con tubos de



	Dimensiones del Intensificador	Dosis a la entrada del paciente. Valor relativo
	12" (32 cm)	100
	9" (22 cm)	150
	6" (16 cm)	200
	4,5" (11 cm)	300

rayos X de alto rendimiento y gran filtración (7)

Es importante que el personal que maneja el equipo conozca las tasas de dosis en los distintos modos de operación en radioscopia y en adquisición de imágenes al objeto de realizar una elección adecuada para optimizar la dosis de radiación al paciente, sin perder la calidad de imagen requerida desde el punto de vista del radiodiagnóstico.

El tiempo de radioscopia en un procedimiento tiene una relación directamente proporcional con la dosis que puede recibir un paciente. Esto se complica al clasificar los distintos modos de radioscopia y la dosis que pueden producir. La reducción de dosis a pacientes puede decrecer simplemente utilizando los modos de radioscopia normal en detrimento de los modos de radioscopia de alta dosis. Para explicar este tema con más detenimiento, se presentan (tabla 3) los distintos tipos de tasa de dosis en un equipo Integrigris V3000, de la casa comercial Philips Medical Systems (36)

La consecuencia principal, después de analizar los valores de esta tabla, consiste en aconsejar el uso de modos de radioscopia estándar o pulsada como primera opción, siempre y cuando no interfiera en un detrimento de la calidad de imagen diagnóstica del procedimiento. Así pues, el cambio del modo de fluoroscopia normal al de alta dosis, aumenta la tasa de dosis en factor  $\geq 2$ . En el caso de que el cambio se produzca de un modo de alto ruido a uno de bajo ruido (adquisición digital o cine), esta la relación dosis/imagen puede variar en factor de 2 a 10.

Otra circunstancia con relación al manejo de equipamiento y su influencia en la dosimetría del paciente es la distancia foco-piel. Está siempre debe ser lo mayor posible y nunca menor de 30 cm. Por supuesto, la distancia entre el paciente y el intensificador de imagen debe ser la menor posible.

Con relación a los dispositivos de imagen es muy importante citar que el uso de los campos efectivos del in-

tensificador de imagen pueden aumentar considerablemente la dosis a los pacientes. Así podemos observar, como se muestra en la figura 5, que utilizar tamaños de campo pequeños aumenta en tres veces el valor de dosis a la entrada del paciente.

Para terminar, recomendar que los equipos permitan la memorización de la última imagen y la utilización de escopia pulsada (actualmente no todos la poseen). Además, es importante conocer el factor de absorción de la rejilla y de la mesa (que en equipos modernos es de fibra de carbono). En el caso del equipo antes comentado (Integrigris V3000), el factor de atenuación es de un 0.73, lo cual indica que al cálculo del producto de la dosis por el área irradiada (PDA) hay que reducirle un 27 % en cada procedimiento cuando se estiman sus valores con esta metodología (31). Asimismo, consideramos que todos los equipos nuevos traigan consigo un sistema de medida de radiación que permita estimar la dosis de radiación en pacientes (ej. PDA).

### Referencias

- 1.WEB. Página de la Sociedad Española de Radiología Vasculare Intervencionista. Madrid: www.servi.org, 1998.
- 2.WEB. Home Page of the Society of Cardiovascular Interventional Radiology. US: www.scvir.org, 1998;
- 3.Ruiz-Cruces R, García-Granados J, Romero FD, Armas JH. Estimación de dosis efectiva en pacientes de radiología intervencionista. In: Complutense FGdLU, ed. Curso Internacional de Verano: Protección Radiológica a Bajas Dosis. Aguadulce-Almería: Fundación General de la Universidad Complutense, 1997:51-60.
- 4.WHO. Efficacy and Radiation Safety in Interventional Radiology. Institute of Radiation Hygiene of Germany and World Health Organization, 1997. Safety reports.



- 5.** SERVEI. Guía Básica de Protección Radiológica. Madrid: Sociedad Española de Radiología Vasculat Intervencionista, 1995.
- 6.** FDA. Public Health Advisory: Avoidance of Serious X-ray-induced skin injuries to patient during fluoroscopically-guided procedures. Rockville, MD: Center for Devices and Radiological Health. Food and Drugs Administration, 1994.
- 7.** FDA. Draft amendments to the Federal performance standard for diagnostic X-ray systems and their major components. Rockville, MD: Center for Devices and Radiological Health. Food and Drugs Administration, 1998.
- 8.** EC. Radiation Protection in Interventional Radiology. Madrid: European Commission. Directorate General Nuclear Safety and Civil Protection, 1997. ERPET Course.
- 9.** DOCE. Directiva 97/43 EURATOM relativa a la protección de la salud frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes en exposiciones médicas. Diario Oficial de Comunidades Europeas 1997;180:22-27.
- 10.** IAEA. Practical Aspects of Radiation Protection in Interventional Radiology. Draft version. In: Series S, ed. Viena: IAEA publications, 1999.
- 11.** BOE. Real Decreto 53/1992, de 24 de Enero, por el que se apueba el Reglamento de Protección Sanitaria contra las radiaciones ionizantes. BOE 1992;37:4759-4765.
- 12.** BOE. Real Decreto 2071/1995, de 23 de Enero, por el que se apueba los Criterios de calidad de radiagnóstico. BOE 1996;20:1958-1962.
- 13.** ICRP. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Ann ICRP 1977;26:1-80.
- 14.** Hernández-Armas J. Protección contra las radiaciones ionizantes. In: Gil-Gayarre M, ed. Manual de Radiología Clínica. Barcelona: Mosby / Doyma, 1994:36-45.
- 15.** ICRP. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Ann ICRP 1991;60:1-200.
- 16.** ICRP. Radiological Protection and Safety in Medicine. Ann ICRP 1996;73:1-47.
- 17.** Shope TB. Radiation-induced skin injuries from fluoroscopy. Radiology 1995;197:449.
- 18.** Wagner LK, Eifel PJ, Geise RA. Potential biological effects following high X-ray dose interventional procedures. JVIR 1994;5:71-84.
- 19.** UNSCEAR. Sources, effects and risks of ionizing radiation. New York: United Nations, 1993:1-992.
- 20.** Wagner LK. Typical doses and biological implications. Categorical course in diagnostic radiology physics: cardiac catheterization imaging. In: Nickoloff E, Staruss K, eds. 84th Scientific Assembly and Annual Meeting of the RSNA, 1998:249-254.
- 21.** FDA. Important information for Physicians and other Healthcare professionals: Recording information in the patient's medical record that identifies the potential for serious X-ray-induced skin injuries following fluoroscopically guided procedures. Rockville, MD: Center for Devices and Radiological Health. Food and Drugs Administration, 1995.
- 22.** Ortega X. Radiaciones ionizantes. Utilización y riesgos. (UPC ed.) Barcelona: Universidad Politécnica de Cataluña, 1996.
- 23.** Ruiz-Cruces R, Perez-Martinez M, Tort I, Muñoz V, Martínez-Morillo M, Diez-de-los-Rios A. Organ dose, detriment and genetic risk from interventional vascular procedures in Málaga (Spain). Eur. J. Radiol 1999 (in press).
- 24.** Ruiz-Cruces R, Hernández-Armas J, Perez-Martínez M, García-Granados J, Romero FD, Diez-de-los-Rios A. Dosis efectiva en procedimientos de radiología vascular intervencionista en Málaga y Tenerife. In: IAEA, ed. Low doses of radiation ionizing: biological effects and regulatory control. Sevilla: IAEA publications, 1997:594-597.
- 25.** Hart D, Jones D, Wall BF. Estimation of effective dose in diagnostic radiology from entrance surface dose and dose-area product measurements. Chilton: National Radiological Protection Board, 1994:1-57. vol 1).
- 26.** Jones DG, Wall BF. Organ doses from medical X-ray examinations calculated using Monte Carlo techniques. Chilton: National Radiological Protection Board, 1985:1-87.
- 27.** Vaño E, Gonzalez L, Fernández JM, Guibelalde E. Patient dose values in interventional radiology. Br.J. Radiol 1995;68:1215-1220.
- 28.** Thwaites JH, Rafferty MW, Gray N, Black J, Stock B. A patient dose survey for femoral arteriogram diagnostic radiographic examinations using a dose-area product meter. Phys. in Med. & Biol. 1996;41.
- 29.** Vaño E. Patient dose: reference values for IR. Possibilities and advantages. ERPET COURSE. Madrid, 1997.
- 30.** Ruiz-Cruces R, Perez-Martínez M, Martín-Palanca A, et al. Patient dose in radiologically guided interventional vascular procedures: conventional versus digital procedures. Radiology 1997;205:385-393.
- 31.** Ruiz-Cruces R, García-Granados J, Romero FJD, Armas JH. Estimation of effective dose in some digital angiographic and interventional procedures. Br. J. Radiol 1998;71:42-47.
- 32.** McParland BJ. A study of patient radiation doses in interventional radiological procedures. Br. J. Radiol. 1998;71:175-185.
- 33.** Vaño E, Gonzalez L, Guibelalde E, Fernández JM, Ten JI. Radiation exposure to medical staff in interventional and cardiac radiology. Br.J. Radiol 1998;71:954-960.
- 34.** Vaño E, Arranz, Sastre, et al. Dosimetric and radiation protection considerations based on some cases of patient skin injuries in interventional cardiology. Br.J. Radiol 1998;71:510-516.
- 35.** Vaño E, Gonzalez L, Beneytez F, Moreno F. Lens injuries induced by occupational exposure in optimized interventional radiology laboratories. Br. J. Radiol. 1998;71:728-733.
- 36.** Trost D. General Vascular Interventional Radiology. In: Balter S, ed. A Categorical Course in Physics. Physical and Technical Aspects of Angiography and Interventional Radiology. Illinois: RSNA, 1995:37-42.

# Implicación de los Procedimientos de Dosimetría Biológica en Radioprotección

Mercedes Moreno Domene<sup>1</sup>  
M<sup>a</sup> Jesús Prieto Rodríguez<sup>1</sup>  
Marina Gómez Espí<sup>2</sup>  
Rafael Herranz Crespo<sup>2</sup>  
Pilar Olivares Muñoz<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Servicio de Dosimetría y Radioprotección  
<sup>2</sup>Servicio de Oncología Radioterápica  
Hospital General Universitario  
Gregorio Marañón (HGUGM)

## RESUMEN

*La dosimetría biológica permite realizar estimaciones de dosis en los casos de sobreexposición accidental a radiaciones ionizantes, está indicada en numerosas situaciones de forma aislada o como complemento a los datos físicos que pudieran existir. En este artículo se hace una revisión de sus aplicaciones, exponiendo alguno de los ejemplos prácticos más habituales, y de algunas de las diferentes técnicas que se utilizan, así como de las que están en proceso de investigación.*

## SUMMARY

*Biological dosimetry allows us to assess absorbed dose in cases of accidental overexposure to ionizing radiations. It is recommended in many particular cases of suspected irradiation and also as complementary to existing physical data. In this article, a review of its applications is made, some common practical situations are presented and different techniques for routine use and others in research progress are explained in some detail as well.*

La dosimetría biológica comienza su desarrollo a partir de la observación de los efectos que producen en los seres vivos las radiaciones ionizantes (1,2). Las primeras evidencias se refieren a los efectos en tejidos externos, tales como la piel, siendo, la radiodermitis uno de los

primeros indicadores biológicos de sobreexposición utilizados, pero sólo se puede hablar de dosímetro biológico, cuando el efecto que se estudia es cuantificable y proporcional a la dosis de exposición.

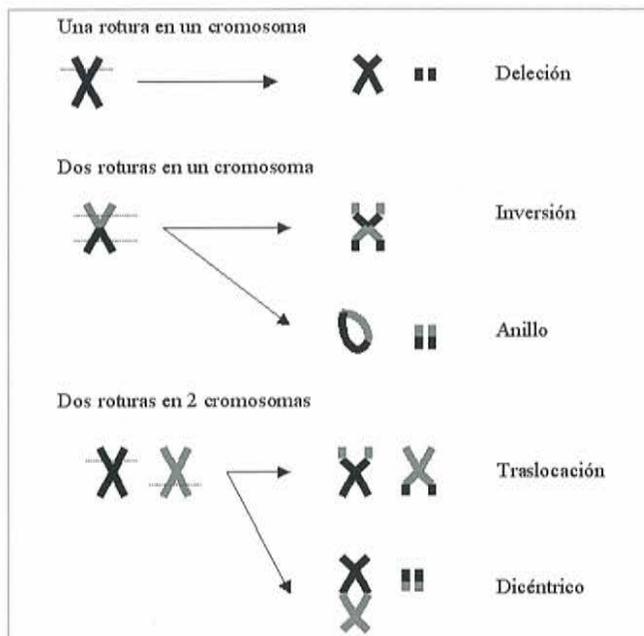
La Dosimetría Biológica consiste en la estimación de la dosis absorbida,

por una persona expuesta a radiaciones ionizantes, utilizando parámetros biológicos. Aunque se han observado numerosas alteraciones radioinducidas en el ámbito molecular, celular y orgánico, no todas ellas son cuantificables o proporcionales a la dosis, por lo que deben considerarse indicadores biológicos que permiten detectar la existencia de exposición a radiaciones, pero no realizar estimaciones dosimétricas.

Existen en la actualidad, diversas técnicas de dosimetría biológica que permiten estimar la dosis de radiación recibida por un determinado individuo expuesto de forma accidental. También se utilizan para realizar estudios epidemiológicos en poblaciones expuestas por diferentes causas.

La dosimetría biológica está siempre indicada en aquellos casos en los que se sospecha sobreexposición individual, existan o no datos físicos. Se exponen a continuación, algunas de las circunstancias más frecuentes en la que se requieren estudios dosimétricos por métodos biológicos:

- Cuando la dosimetría física indica sobreexposición en circunstancias



**Figura 1.** Representación esquemática de las diferentes alteraciones cromosómicas derivadas de la reparación errónea de las roturas cromosomáticas radioinducidas

bien definidas, la dosimetría biológica permite la comparación de los valores obtenidos por ambas metodologías, además define más exactamente la dosis absorbida por el individuo.

- Cuando la irradiación no es uniforme, la dosimetría biológica permite aproximaciones más válidas a la dosis media recibida por el cuerpo.

- Cuando la dosimetría física muestra sobreexposiciones inexplicables. Situaciones en las que se sospecha que la persona en cuestión no era portadora del dosímetro.

- En irradiaciones accidentales se pueden ver afectadas personas no ocupacionalmente expuestas, de las que no se ha previsto realizar medidas físicas. La única posibilidad de valorar la dosis recibida es por procedimientos biológicos.

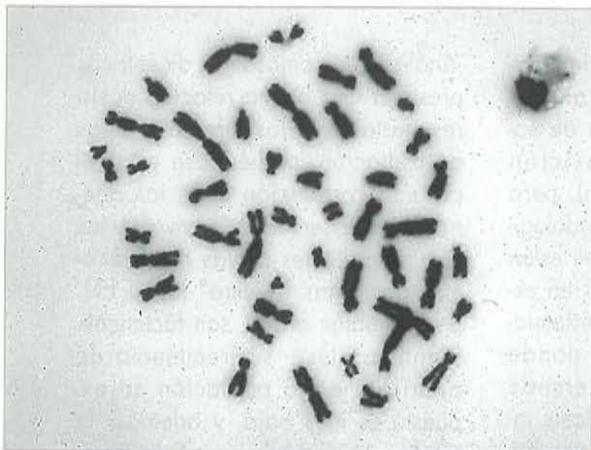
Las situaciones descritas anteriormente se refieren siempre a estudios

individuales que se realizan por sospecha de sobreexposición accidental, pero estas metodologías también están indicadas en estudios epidemiológicos, donde no se pretende estimar dosis individual, sino frecuencia basal tanto en poblaciones ocupacionalmente expuestas, como en el público general.

Como ya se ha comentado, la dosimetría biológica abarca múltiples métodos capaces de detectar cambios inducidos por radiaciones ionizantes a nivel molecular, citogenético y celular (3), estos cambios pueden ser utilizados para obtener estimaciones de dosis absorbida (3,4), biológicamente están basados en las lesiones que las radiaciones ionizantes producen en el DNA, y las diferentes metodologías se refieren a las implicaciones que se producen a los diferentes niveles biológicos, el estudio de alteraciones cromosómicas es el más utilizado como dosímetro biológico, estas derivan de la reparación biológica incorrecta de las roturas inducidas por las radiaciones ionizantes (figura 1).

En la actualidad, el método más sensible para estimar la dosis en exposiciones accidentales, sigue siendo el estudio de aberraciones cromosómicas estables en linfocitos de sangre periférica (3,4,7,8,9,12), debido fundamentalmente a que el

análisis de cromosomas dicéntricos presenta una buena relación dosis-respuesta para los diferentes tipos de radiación, pudiéndose establecer una correlación entre las aberraciones observadas "in vivo", y las correspondientes curvas de calibración obtenidas "in vitro" (8,10,11), pero también a que, son fácilmente identificables, su frecuencia de aparición en la población no expuesta es muy baja, y además la técnica no es agresiva. Esta metodología es especialmente útil en el caso de exposición corporal total, aguda y uniformemente distribuida, sin embargo la mayor parte de los accidentes radiológicos producen exposiciones corporales parciales, o exposiciones no uniformes, que junto con los casos de exposiciones crónicas o prolongadas en el tiempo, complican en mayor o menor grado las estimaciones. En algunos casos, no será posible la estimación de dosis por métodos biológicos, y en otros, será necesario utilizar análisis estadísticos específicos. Otro problema que presenta esta técnica, deriva del carácter inestable de las alteraciones cromosómicas que se analizan, lo que hace indispensable obtener la muestra lo antes posible una vez conocido el suceso, en general por experiencia, no deben transcurrir más de 20-25 días entre la exposición y la extracción de la muestra. Con la aplicación de nuevas tecnologías se pretende reducir las limitaciones mencionadas, en concreto en la actualidad, se está desarrollando la aplicación de técnicas de hibridación in situ con fluorescencia (FISH) que permiten el análisis de alteraciones cromosómicas estables (traslocaciones) como posible método de rutina en estudios dosimétricos.



**Figura 2.** Fotografía tomada con microscopía (x1000). Linfocitos en metafase mitótica en la que aparece un dicéntrico y el correspondiente fragmento. Laboratorio de Dosimetría Biológica del HGUGM, Madrid.

## METODOLOGÍA PARA EL ANÁLISIS DE ALTERACIONES CROMOSÓMICAS INESTABLES EN LIFOCITOS DE SANGRE PERIFÉRICA

### 1.- Obtención y tratamiento de las muestras

Se realiza la extracción sanguínea mediante venipunción estéril, introduciéndose en tubos con heparina de litio como anticoagulante.

Se establecen los cultivos de 0.8 ml de sangre completa o de Buffy coat (linfocitos de la interfase leucocitaria obtenida por centrifugación de la sangre completa) en 10 ml de medio MEM o RPMI 1640 enriquecido con suero fetal de ternera al 15%, l-glutamina (200 mM) y Phytohemaglutinina.

Se añade Bromodeoxiuridina (8-10 microgr/ml) a todos los cultivos, para distinguir metafases de primera, segunda y tercera división por diferenciación entre las cromátides hermanas mediante la técnica FPG.

La incubación se realiza durante 48 horas a 37°C, a las 46 horas se

añade colchicina (10 microgr/ml) como inhibidor mitótico.

Transcurrido el periodo de incubación, y tras choque hipotónico con KCl 0.075M a 37°C, se realiza la fijación de los cultivos con metanol y ácido acético en proporción 3:1. (13).

Se realizan dos tipos de tinciones: Giemsa convencional y Fluorescencia plus Giemsa (FPG)(14)

### 2.- Estudio citogenético

Se realiza al microscopio óptico de alta resolución con 100 y 1.000 aumentos.

Se analizan 500 metafases completas por caso, anotando todas las aberraciones cromosómicas encontradas.

El estudio se lleva a cabo con los portaobjetos teñidos con giemsa convencional.(15,16) (Figura 2)

Las muestras teñidas mediante la técnica FPG nos permiten calcular el porcentaje de segundas divisiones existente. (Figura 3)

### 3.- Estimación de la dosis

Se lleva a cabo mediante curvas de calibración dosis-efecto obtenidas "in vitro" (10,11,17).

Es importante disponer de curvas (Figura 4) para todos los tipos de radiación ionizante, ya que aunque todas ellas producen el

mismo tipo de alteraciones cromosómicas, su frecuencia es diferente. Los datos obtenidos para radiaciones ionizantes de alta LET responden a una ecuación lineal (a), mientras que los datos obtenidos para radiaciones ionizantes de baja LET (b) responden a una ecuación lineal cuadrática.(12,18)

$$(a) Y = C + \hat{a}D$$

$$(b) Y = C + \hat{a} D + \hat{a}D^2$$

donde:

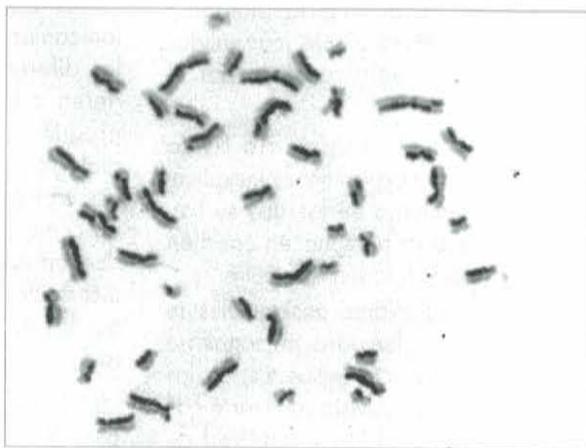
Y : tasa de dicéntricos por célula

C: frecuencia basal de dicéntricos

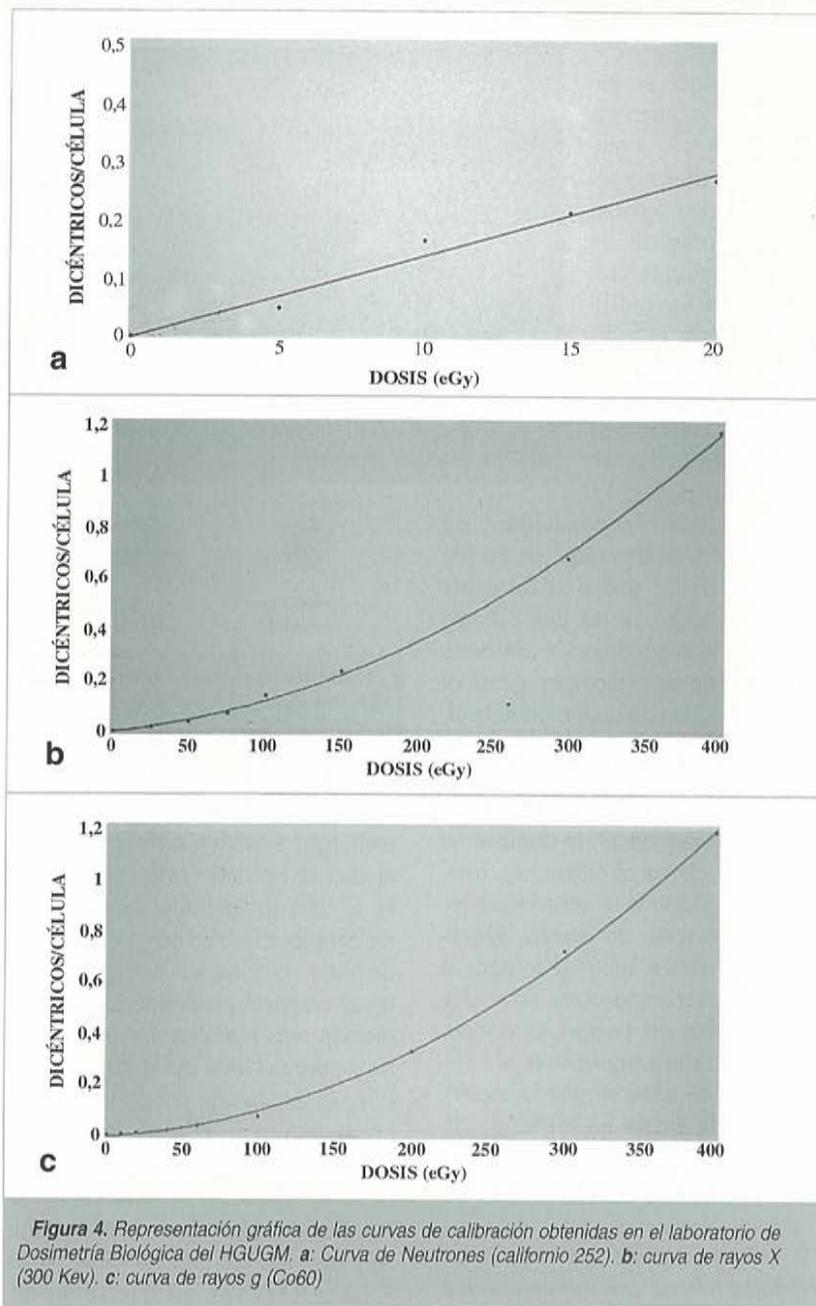
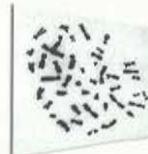
$\hat{a}$  y  $\hat{a}$ : coeficientes de la curva

D: dosis estimada en Gy

El objetivo de la elaboración de estas curvas es determinar los valores de C, a y b que más se ajusten a los datos de dicéntricos obtenidos tras la irradiación de muestras de sangre a los diferentes puntos de dosis. Para los dicéntricos, la irradiación X y gamma, produce una distribución de Poisson, mientras que los neutrones producen distribuciones en las



**Figura 3.** Fotografía tomada con microscopía (x1000). Metafase normal correspondiente a una segunda división en cultivo, tinción FPG. Laboratorio de Dosimetría Biológica del HGUGM, Madrid.



que la varianza es mayor que la media. La aproximación matemática recomendada para determinar los coeficientes de las curvas que más se ajusten a los datos obtenidos, es el cálculo de la máxima probabilidad por el méto-

do de mínimos cuadrados. Finalmente, la estimación de la dosis, se realiza despejándola de la ecuación correspondiente, introduciendo la tasa de dicéntricos observada en el individuo que se está analizando.

## Ejemplos prácticos de la utilización de D.B en accidentes radiológicos

### 1. Estimación de dosis tras exposición aguda a cuerpo entero

Se obtienen las mejores estimaciones de dosis, según se ha podido comprobar experimentalmente utilizando maniqués y medidas físicas obtenidas mediante dosímetros de termoluminiscencia, comparadas con las estimadas por dosimetría biológica. Sin embargo, como ya se ha mencionado, las exposiciones uniformes en los accidentes radiológicos son excepcionales, y al aumentar la falta de uniformidad, aumenta la incertidumbre en las estimaciones dosimétricas por métodos biológicos.

La gran trascendencia de la utilización de estos métodos se ha puesto en evidencia en numerosas ocasiones, siendo utilizada de forma rutinaria ante la sospecha de sobreexposiciones accidentales. Un ejemplo ilustrativo puede ser el Accidente de Goiana (23) ocurrido en Septiembre de 1987, en el cual una fuente de rayos gamma fue sacada de un hospital y destruida, dando lugar a su distribución ambiental, como consecuencia, más de 100 personas estuvieron expuestas a dosis fraccionadas y externas de rayos gamma. Se analizaron entre 100 y 200 metafases de cada uno de los 97 individuos, estimándose en 59 de ellos dosis entre 0.5 y 7 Gy, mientras, que excepto en tres casos, el monitor de rayos gamma reveló muy poca contaminación debida a la incorporación del radionucleido, por ello, se puede asumir que las estimaciones de dosis biológicas reflejan las dosis recibidas como consecuencia

de la irradiación externa con rayos gamma procedentes de Cs-137, estos datos fueron cruciales para determinar el tratamiento y atención médica dada a cada persona.

*2. Estimaciones de dosis tras exposiciones parciales y no homogéneas*

Las exposiciones no homogéneas, pueden derivar de la diferente absorción de la radiación entre los tejidos blandos y los huesos, como consecuencia, se produce una fluctuación en las dosis locales resultantes, dando lugar a diferentes exposiciones de los linfocitos, en volúmenes variables de la fracción del cuerpo. La situación se complica aún más, por el hecho de que en un cierto tiempo, solamente 3-5% de los linfocitos totales de una persona sana adulta, residen en la sangre periférica, con un tiempo de residencia media de alrededor de 20-30 min. La mayoría de los linfocitos están almacenados en tejidos linfáticos y otros órganos, pudiendo volver a circular en la sangre periférica. Por ello, en una exposición parcial del cuerpo, siempre estamos manejando una población de linfocitos expuestos y otra de no expuestos. Especialmente a dosis altas se producen varios fenómenos: -Transformación de los blastos (reducida), -Retraso mitótico, y -Muerte en interfase, que van a dar lugar a una selección preferencial de las células altamente dañadas, y a una posible confusión en la interpretación de los datos sobre alteraciones cromosómicas. De esta forma se explica, porque en algunos accidentes con dosis muy altas, localizadas en zonas muy determinadas (manos, dedos...), a pesar de tratarse de dosis muy altas, la frecuencia de aberraciones cromosómicas es tan baja, que no permite su utiliza-

ción como dosímetro biológico. (13)

Sin embargo, en exposiciones localizadas que afectan a una mayor proporción corporal, se pueden realizar análisis estadísticos de las aberraciones cromosómicas encontradas, y obtener una dosis estimada para la fracción del cuerpo irradiada. Existen dos métodos, basados en principios similares: 1/ Método Poisson "contaminado" de Dolfin y 2/ Método "Qdr" de Sasaki. La aplicación práctica de estas aproximaciones se ha demostrado eficaz en la reconstrucción de dosis del accidente de radiología industrial ocurrido en San Salvador, en el cual, 3 hombres recibieron unas dosis muy altas de radiación gamma procedente de una fuente de Co-60, 35 días después del accidente, la distribución intercelular de las aberraciones, estaba significativamente sobredispersada, la utilización de ambas aproximaciones matemáticas dio lugar a estimaciones comparables entre 3 y 8 Gy al 90% del cuerpo, al compararla con la dosis equivalente al cuerpo entero, se observó que la reconstrucción de dosis en términos de exposición parcial del cuerpo, era más real para los 3 casos.

*3. Estimaciones de dosis tras contaminación interna con radionucleidos*

La contaminación interna con radionucleidos, que presenta una deposición selectiva, puede dar lugar a una exposición no homogénea, con dosis muy altas a los órganos, y no necesariamente a la sangre, por ello las estimaciones dosimétricas, utili-



Figura 5. Fotografía tomada con microscopía (x1000). Célula binucleada con micronúcleo.

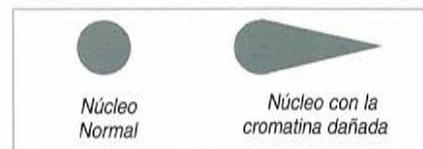
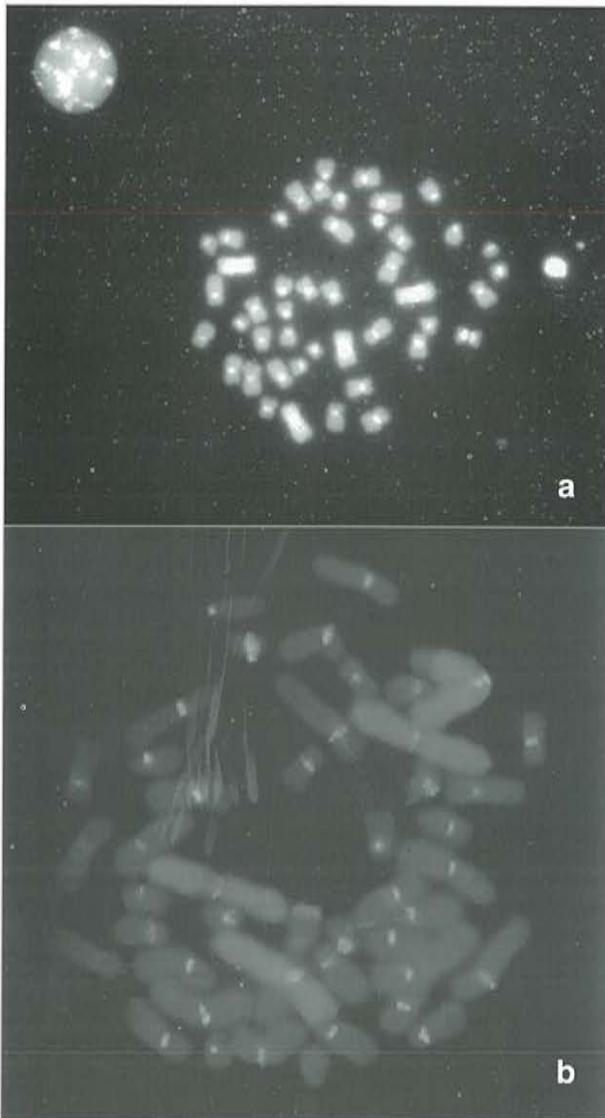


Figura 6. Representación esquemática de las imágenes que se obtienen mediante la técnica COMET.

zando la metodología descrita, no va a ser posible en muchos casos. Sin embargo, existe un caso especial en el cual se ha demostrado su utilidad, es el caso de la contaminación interna debida a la inhalación o ingestión de tritio. El tritio es incorporado al agua corporal produciendo una irradiación más o menos uniforme, la vida media del tritio es de 10 días, por tanto la exposición puede ser tratada como crónica y uniforme, en la práctica la relación dosis-respuesta será lineal. En ausencia de una curva de calibración específica para el tritio, se puede utilizar una curva de rayos X (200-300 kVp), ya que se ha demostrado que proporciona estimaciones de dosis similares. (13)

**Otras Técnicas de Dosimetría Biológica**

La metodología descrita previamente, es la más extendida y la de



**Figura 7.** Fotografía tomada con microscopía (x1000). Técnica FISH utilizando un sistema bicolor, mediante el cual marcamos con rodamina, coloración roja, los cromosomas 1 y 2 (16% del genoma total) y con FICT que produce color verde, todos los centromeros, con este sistema se pueden identificar todos los intercambios que se produzcan entre los cromosomas 1 y 2 y el resto del genoma y, además, diferenciar las aberraciones cromosómicas estables (translocaciones) de las inestables (dicéntricos). a) metafase normal. b) Metafase en la que se observa una traslocación recíproca. (ver portada).

mayor utilidad para estimaciones de dosis individuales, en los casos de emergencias radiológicas en los que se producen sobreexposiciones accidentales a radiaciones ionizantes. Sin embargo, dado que posee algu-

ser utilizado incluso largos periodos después de la exposición, pero presenta limitaciones individuales debidas al genotipo, y solo se puede utilizar en exposiciones con dosis muy

nas limitaciones, en muchos casos se utilizan también otras técnicas, de las que cabe mencionar al menos dos: 1/ *Test de micronucleos* (24,25): Se utiliza para evaluar el efecto genotóxico de múltiples agentes ambientales, incluyendo las radiaciones ionizantes, los micronucleos se forman a partir de los fragmentos acéntricos y cromosomas completos que se separan durante la mitosis y que son incapaces de unirse a ninguna de las células hijas, estos permanecen en el citoplasma celular, toda esta cromatina atípica se manifiesta al microscopio como micronucleos, su frecuencia está relacionada con la dosis de exposición, por lo que con curvas de calibración, se puede estimar la dosis de forma similar a la descrita para dicéntricos, (figura 5). 2/ *Test GPA*: Consiste en el análisis de mutaciones en el gen de la glicoforina, puede

altas. Consiste en el análisis de mutaciones en este gen, a través de la proteína para la que codifica, que es un antígeno de superficie de los eritrocitos, se detecta mediante anticuerpos monoclonales y citometría de flujo.

Se continúa investigando en la búsqueda de nuevas técnicas que mejoren la precisión de las estimaciones de dosis utilizando marcadores biológicos, entre otros, COMET a nivel molecular, y FISH a nivel citogenético.

Mediante la *técnica COMET* (26,27) se analiza individualmente cada célula, de forma que a través de marcajes fluorescentes, se observa la cantidad de cromatina dañada. Se denomina COMET (figura 6), por la apariencia de cometa que presentan los núcleos dañados, la "cola" será mayor cuanto mayor sea la dosis, se pretende establecer una relación entre la dosis y la "cola" del cometa, para su utilización como dosímetro biológico. Permitiría estimaciones de dosis localizadas, ya que se analizan células individuales.

La *técnica FISH*, (figura 7), permite calcular frecuencias de aberraciones cromosómicas estables, por lo que permite realizar estimaciones dosimétricas tras exposiciones crónicas y no estar afectada por el tiempo transcurrido entre la exposición y la extracción de la muestra, además de proporcionar estimaciones de dosis más exactas, permite su utilización en accidentes ocurridos tiempo atrás. Se basa en el desarrollo de sondas de DNA marcadas con fluorocromos, que se fijan específicamente a determinadas secuencias de DNA situadas en los cromosomas, de forma que se puede marcar de forma diferencial cromosomas completos, se conoce como "pintar cromosomas", básicamente consiste en seleccionar los cromosomas que se quieren pintar de forma

que se van a detectar las translocaciones en las que éstos estén implicados, y extrapolar a todo el genoma las frecuencias observadas para los cromosomas pintados, el punto crítico estará determinado por la cantidad de genoma que es necesario "pintar" para permitir dicha extrapolación, sin que llegue a producirse una excesiva complejidad que disminuya la simplicidad del estudio y encarezca demasiado la técnica. (28)

**BIBLIOGRAFIA**

(1) AWA, A.A., SOFUNI, T., HONDA, T., ITCH, T., NERIISHI, S. and OTAKE, K. (1978). Relationship between the radiation dose and chromosome aberrations in atomic bomb survivors of Hiroshima and Nagasaki. *J. Radiat. Res.*, 19, 126-140.

(2) BAJERSKA, A., & LIRIECKI, J. (1975). The yield of chromosomal aberrations in rabbit lymphocytes after irradiation in vitro and in vivo. *Mutation Res.*, 27, 271-284.

(3) MULLER, W.V., STREFFER, C. 1.991. Biological indicators for radiation damage. *Int. J. Radiat. Biol.* 4, 863-873.

(4) ZOETELIEF, J., BROERSE, J.J. 1990. Dosimetry for radiation accidents: present status and prospects for biological doseimeters. *Int. J. Radiat. Biol.* 57, 737-7

(5) MORGAN, W.F., YATES, B.L., BU-FER, J.T., ABELLA COLUMNA, E., VALCARCEL, E.R., PHILLIPS, J.W. 1.991. Chromosomal aberration induction in CHO cells by combined exposure to restriction enzymes and X-rays. *Int. J. Radiat. Biol.* 60, 627-634.

(6) SACHS, R.K., YATES, B.L., TARVER, J., MORGAN, W.F. 1.992. Modelling the formation of polycentric chromosome aberrations. *Int. J. Radiat. Biol.* 62, 4, 449-460.

(7) LLOYD, D.C., EDWARDS, A.A., PROSSER, J.S., BARJAKTAROVIC, N., BROWN, J.K., HORVAT, D., ISMAIL, S.R., KOTELES, G.J., ALMASSY, Z., KREPINSKY, A., KUCEROVA, M., LITTLEFIELD, L.G., MUKHERJEE, U., NATARAJAN, A.T., SASAKI, M.S. 1.987. A collaborative exercise on cytogenetic dosimetry for simulated whole and partial body accidental irradiation. *Mutat. Res.* 179, 197-208.

(8) BENDER, M.A., AWA, A.A., BROOKS, A.L., EVANS, H.J., GROER, P., LITTLEFIELD, L.G., PEREIRA, C., PRESTON, R.J.,

NACHHOLZ, B.W. 1.988 a. Current status of cytogenetic procedures to detect and quantify previous exposures to radiation. *Mutat. Res.* 196, 103-159.

(9) LLOYD, D.C., EDWARDS, A.A.. 1.989. Biological dosimetry after radiation accidents. In: Chromosomal aberrations. Basic and applied aspects. Obe G. and Natarajan A.t., eds. Springer Verlag, Berlin Heidelberg. pp: 212-223.

(10) HEARTLEIN, M.W., PRESTON, R.J. 1985. An explanation of interspecific differences in sensitivity to x ray-induced chromosome aberrations and a consideration of dose-response curves. *Mutat. Res.* 150, 299-305.

(11) PRESTON, R.J. 1.990. Biological dosimetry: Mechanistic concepts. En la 1ª Reunión Internacional sobre Dosimetría Biológica. Hospital General Gregorio Marañón. Madrid. pp: 21-34.

(12) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). 1.986. Biological dosimetry: chromosomal aberration analysis for dose assessment. Technical reports series. No 260, IAEA, VIENA.

(13) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). 1.986. Biological dosimetry: chromosomal aberration analysis for dose assessment. Technical reports series. No 260, IAEA, VIENA.

(14) PERRY, P., & WOLF, S.1974. New Giemsa method for the differential staining of sister chromatids. *Nature (London)*, 251, 156-158

(15) SCHMID, E., BAUCHINGER, M., DRESP, J. 1.983. Dose-response relationship of radiation induced dicentric in human lymphocytes and the relevance of first division analysis for biological dosimetry, *Proc. 7th Int. Congr. Rad. Res. Amsterdam.* E3-13.

(16) BAUCHINGER, M., SCHIMD, E. BRASELMANN, H. 1.986. Cell survival and radiation-induced chromosome aberrations II. Experimental findings in human lymphocytes analysed in first and second post-irradiation metaphases. *Radiat. Environ. Biophys.* 25, 253-260.

(17) EVANS, H.J., ADAMS, A. 1.970. X ray-induced chromosome aberrations in human lymphocytes irradiated in vitro: The influence of exposure conditions, genotype and age on aberrations yields. In DUPLAN, J.E. and CHAPIRO, A. eds: *Advances in adiation Research.* Vol I, GORDON AND BRECH, London, pp: 335-348.

(18) LLOYD, D.C. & PURROTT, R.J. 1981. Chromosome aberration analy-

sis in radiological protection dosimetry. *Radiat. Prot. Dosim.* 1, 19-28

(19) LLOYD, D.C., EDWARDS, A.A., PROSSER, J.S., MOQUET, J.E., FINNON, P.. 1988. Doses in Radiation accidents investigated by chromosome aberration analysis. XVIII: A review of cases investigated, 1987. N.R.P.B.-R217, March 1988.

(20) LLOYD, D.C., EDWARDS, A.A., PROSSER, J.S., MOQUET, J.E., FINNON, P.. 1991. Doses in Radiation accidents investigated by chromosome aberration analysis. XIX: A review of cases investigated, 1988-1990. N.R.P.B.-R246.

(21) LLOYD, D.C., EDWARDS, A.A., MOQUET, J.E., FINNON, P.. 1994. Doses in Radiation accidents investigated by chromosome aberration analysis. XX: A review of cases investigated, 1991-1993. N.R.P.B.-R268.

(22) LITTLEFIELD, L.G., JOINER, E.E., COLYER, S.P., RICKS, R.C., LUSBAUGH, C.C., HURTADO-MONROY, R. (1991). The 1989 San Salvador Co-60 radiation accident: Cytogenetic dosimetry and follow-up evaluations in three accident victims. *Radiat. Prot. Dos.* 128, 276-281.

(23) IAEA-TECDOC-1009, June 1998. Dosimetric and medical aspects of the radiological accident in Goiana in 1987.

(24) GANTENBERG, H.W., WUTTKE, K., STREFFER, C., MULLER, W.V. (1991) Micronuclei in human lymphocytes irradiated in vitro or in vivo. *Radiat. Res.* 124, 276-281.

(25) MULLER, W. V., STREFFER, C., WUTTKE, K. (1995). Micronucleus determination as means to assess radiation exposure. *Stem Cells*, vol 13, supl 1. 199-206.

(26) TICE, R.R., STRAUSS, G.H.S. (1995). The single cell gel electrophoresis/COMET assay: A potential tool for detecting radiation-induced DNA damage in humans. *Stem Cells*, vol 13, supl 1. 207-214.

(27) PLAPPERT, V., RADDATZ, K., ROTH, S., FLIEDNER, T.M. (1995). DNA-Damage detection in man after radiation exposure-The COMET assay- its possible application for human biomonitoring. *Stem Cells*, vol 13, supl 1. 215-222.

(28) LUCAS, J.N., AWA, A. STRAUME, T., POGGENSEE, M., KODAMA, Y., NAKANO, M., OTHAKI, K., WEIER, H.U., PINKEL, D., GRAY, J., LITTLEFIELD, G. (1992). Rapid traslocation frequency analysis in humans decads after exposure to ionizing radiation. *Int. Of Radiat. Biol.* 62: 53-63.

## Norma UNE 73-303 "Magnitudes en Protección Radiológica para Radiaciones Electromagnéticas"

Recientemente se ha publicado la norma UNE 73-303 "Magnitudes en protección radiológica para radiaciones electromagnéticas", la cual ha sido elaborada por un Grupo de Expertos en el marco del Subcomité 03 (Seguridad Nuclear, Protección Radiológica y Medio Ambiente), que depende del Comité Técnico de Normalización 73 "Energía Nuclear".

El objetivo de esta norma UNE es establecer un sistema coherente de magnitudes físicas relacionadas con la radiación X y gamma para su utilización en Protección Radiológica que, recogiendo los últimos cambios y recomendaciones de las organizaciones internacionales más relevantes en la materia, proporcione a los usuarios de las mismas una homogeneidad en su empleo, facilitando a los usuarios dicha utilización.

Esta norma aplica a las magnitudes de Protección Radiológica utilizadas en la medida de la radiación X y gamma para la vigilancia individual y ambiental, haciendo énfasis especial en la relación entre las distintas magnitudes así como en los criterios de calibración de equipos.

La norma contempla un apartado de definiciones que pretende aglutinar en un sólo documento todas los términos y definiciones relacionados con las magnitudes.

La norma recoge, en primer lugar, una clasificación de las magnitudes, distinguiendo entre magnitudes primarias (son las adecuadas para su uso por los laboratorios de metrología, caracterizando los campos de radia-

ción en un medio determinado y proporcionando los patrones metroológicos: fluencia, kerma en aire y dosis absorbida.), las magnitudes limitantes (aquellas definidas por organismos internacionales para dar una indicación del riesgo a los seres humanos expuestos a las radiaciones ionizantes: dosis equivalente y dosis efectiva) y las magnitudes operacionales (apropiadas para las medidas en Protección Radiológica: dosis equivalente ambiental  $H^*(d)$ , dosis equivalente direccional  $H'(d, \Omega)$  y la dosis equivalente personal  $H_p(d)$ )

Posteriormente establece criterios y lista factores de conversión para correlacionar las distintas magnitudes. Y finalmente, establece los criterios para la calibración de instrumentación de medidas de radiación y de los dosímetros individuales, en cuanto a maniqués y magnitudes se refiere.

Es documento aglutina todas las referencias internacionales (ICRP, ICRU,...) existentes al respecto, pretendiendo introducir, en la actividad profesional de la Protección Radiológica, estabilidad y congruencia en su utilización definiendo de forma correcta las magnitudes necesarias relacionadas con la radiación X y gamma.

## XII Congreso Nacional de Física Médica

Entre los días 21 y 24 de septiembre se ha celebrado en el Hotel Santemar de Santander el XII Congreso Nacional de Física Médica.

Se han impartido dos conferencias invitadas, la inaugural titulada "25 años de la SEFM" impartida por M<sup>º</sup> Jesús Manzanos que fue la primera presidenta de la SEFM y la de clausura titulada "La Física Médica entre

el siglo XX y XXI", impartida por M<sup>º</sup> Cruz Paredes, presidenta de la comisión nacional de la especialidad de radio física hospitalaria. Ha habido cuatro ponencias invitadas: "Presente y futuro de la radiocirugía en España" por Luis Núñez, del Hospital Puerta de Hierro de Madrid; "El control regulador de la gestión de los residuos radiactivos en las instalaciones médicas" por Eugenio Gil del Consejo de Seguridad Nuclear; "Teleenseñanza y formación en Física Médica. Planes de la IOMP en la enseñanza a distancia" por Gary Fullerton secretario general de la IOMP y "La calidad en mamografía desde el punto de vista del radiólogo" por Alfonso Vega, de la sección de mamografía del servicio de radiodiagnóstico del Hospital Universitario "Marqués de Valdecilla". Se han organizado dos cursos de actualización: "Control de calidad en equipos de radiografía digital" dirigido por Ricardo Torres del Servicio de Protección Radiológica del Hospital "Del Río Hortega" de Valladolid y "Braquiterapia de alta tasa de dosis" dirigido por Vicente Crispín del Instituto Valenciano de Oncología. Así mismo, se han desarrollado tres mesas redondas tituladas: "Medicina Nuclear 2000. El Papel del Radiofísico" moderada por Marina Téllez de Cepeda, coordinadora del comité de redacción del protocolo nacional de control de calidad en la instrumentación de medicina nuclear; "Modificación al Protocolo Español de Control de Calidad en Radiodiagnóstico" moderada por Eliseo Vañó, coordinador del comité de redacción del protocolo nacional de control de calidad en radiodiagnóstico y "Situación actual de la Física Médica en Iberoamérica. Cooperación IOMP-SEFM" moderada por Juan José Peña, catedrático de física médica de la Universidad de Extremadura. El número de inscritos ascendió a 220 y se contó con la presencia de destacados conferenciantes nacionales y extranjeros como Lila Carrizales (Presidenta de la Asociación Latinoamericana de Física Médica) y

Gary Fullerton (Secretario General de la Organización Internacional de Física Médica).

Se presentaron 170 comunicaciones por parte de los congresistas y fueron expuestas en diferentes sesiones a lo largo del congreso. Se concedió un premio al mejor de los trabajos presentados, recayendo en la comunicación titulada "Determinación experimental del factor de corrección por fluencia de electrones hm en PMMA y agua sólida" elaborado por M.C. Lizuain, D.Linero, C. Picón, del Servicio de Física y Protección Radiológica del Instituto Catalán de Oncología y O. Saldaña, del Instituto Oncológico Nacional de Panamá.

Se ha efectuado dos exposiciones técnicas: "Implementación y verificación de los modelos de convolución FFT y superposición multigrad en el planificador Focus" por Moyed Milten de la empresa Computerized Medical Systems Inc. y "Nuevos sistemas de planificación para braquiterapia y artículos para el taller de moldes y la inmovilización de pacientes" por MCP Iberia, S.A.

En la organización de este Congreso han participado diversas instituciones locales, autonómicas y nacionales, así como un gran número de empresas.

### Renovación de Cargos en la Junta Directiva de la Sociedad Española de Física Médica

En el XII Congreso Nacional de Física Médica, celebrado el pasado día 23 de septiembre en Santander, se procedió a la renovación de los cargos de presidente, tesorero y de tres vocales de la Junta Directiva de la Sociedad Española de Física Médica. Durante la Asamblea Ordinaria, fue presentada la nueva composición de esta Junta Directiva, que quedó consolidada como sigue: Presidente: Manuel Fernández Bordes.

Vicepresidente: Roberto Martín Oliva.  
Secretaria: Natividad Ferrer García.

Tesorero: Juan Carlos Mateos Pérez.  
Vocales: Felix Peinado González,

Juan Gultresa Colomer, y Teresa Eudaldo Puell.

## NOTICIAS del MUNDO

### Estudio piloto de EURADOS para la intercomparación de instrumentos de medida de la radiación gamma ambiental empleados en redes nacionales de vigilancia radiológica

El Grupo de Trabajo nº 12 sobre Dosimetría Ambiental de EURADOS (Asociación Europea para el desarrollo de la dosimetría) fue creado en 1995 con objeto de promover el desarrollo de instrumentos y técnicas de dosimetría ambiental, elaborar y diseminar la información técnica y experiencia de los participantes y armonizar los métodos y procedimientos empleados por los laboratorios europeos que realizan medidas de la radiación ambiental externa. El Grupo de Trabajo está compuesto por expertos en medidas ambientales de la radiación ambiental externa, muchos de los cuales ya colaboraron en el pasado en el marco de distintos proyectos financiados por la Comisión de las Comunidades Europeas y la Unión Europea.

En Junio de 1999 el Grupo de Trabajo emprendió la organización de un ejercicio de intercomparación de sistemas de medida de la radiación ambiental externa que son empleados en la operación rutinaria de las redes de vigilancia radiológica establecidas en los países europeos en función de los compromisos internacionales de pronta notificación. Debido a los objetivos de dichas redes y el número de instrumentos instalados en cada país, estos equipos son claramente diferentes en diseño

y características a los equipos que podrían denominarse de referencia y que han sido objeto de la atención del Grupo de Trabajo en el pasado. Considerando el limitado alcance de la acción concertada dentro del programa I+D de la U.E., el Grupo de Trabajo decidió realizar una experiencia piloto mediante la invitación a seis países de la UE (Dinamarca, Alemania, Países Bajos, Austria, España y Portugal) y un país centro europeo (Chequia). En esta selección se consideró la diversidad en los instrumentos, la globalidad geográfica y la



Exposición simultánea de los instrumentos durante los experimentos desarrollados en la Estación de campo instalada en Riso National Laboratory (Dinamarca)



Disposición de diversos equipos durante los experimentos realizados en el laboratorio de fondo ultrabajado UDO-PTB (Alemania). Este laboratorio está ubicado a 925 m de profundidad en una mina de sal y la tasa de dosis es inferior a 1 nSv/h

disponibilidad de los participantes. España participó en el ejercicio a través del Consejo de Seguridad Nuclear, que aportó la sonda gamma empleada en la Red Española de Vigilancia Radiológica Ambiental RE-VIRA, y el CIEMAT, quien, además de ser organizador del ejercicio en su calidad de miembro del Grupo de Trabajo, también aportó diversos instrumentos de referencia tales como cámaras de ionización presurizadas.

El ejercicio se llevó a cabo dos instalaciones excepcionales para la realización de estos estudios. En primer lugar, la estación para la medida de la radiación ambiental natural en Riso National Laboratory (Dinamarca) permitió verificar la calibración de los equipos con diversas fuentes radiactivas, determinar la respuesta a las componentes cósmica y terrestre de la radiación ambiental natural y estudiar la capacidad de los equipos para detectar pequeñas variaciones en la tasa de dosis ambiental mediante la simulación de un incidente. En segundo lugar, en el laboratorio UDO-PTB (Alemania) de fondo ultrabajo ( $< 1$  nGy/h) se determinó el fondo intrínseco de cada instrumento, se determinó la respuesta con la energía de los mismos en el rango 60 keV-1.5 MeV y se estudió la linealidad en el rango de 30 a 600 nGy/h. Los resultados de la intercomparación serán presentados en Noviembre de 1999 en Avignon (Francia) durante el Workshop on Environmental Dosimetry organizado por la Acción Concertada con la UE por las organizaciones EURADOS, EULEP y UIR. Así mismo, los resultados serán publicados como contribución invitada en la revista Radiation Protection Dosimetry.

### Reuniones Internacionales de Dosimetría Interna: Workshop de EURADOS e IN-VIVO 99

Durante el mes de Mayo de 1999 se celebraron dos de los eventos internacionales en Dosimetría Interna más re-

levantes de este año. En Weimar (Alemania), capital de la Cultura europea, tuvo lugar la reunión final de los participantes en el proyecto de investigación de EURADOS (Organización Europea de expertos en Dosimetría) consistente en una Intercomparación Internacional de cálculo de Dosis Internas aplicando el nuevo modelo pulmonar de ICRP60. Un total de 50 participantes de más de 20 países de Europa (Unión Europea y Países del Este) y América (Argentina y Canadá) realizaron el cálculo de la incorporación y la evaluación de la Dosis tras la contaminación interna descrita en 7 casos propuestos, algunos de ellos con datos experimentales reales de medidas de Contador de Radiactividad Corporal o de concentración de Actividad en excretas (orina y/o heces). La representación española en la resolución de estos ejercicios corrió a cargo del CIEMAT. En la reunión final del proyecto en Weimar se pudieron intercambiar impresiones y se tuvo la oportunidad de saber a ciencia cierta cuál es la situación real de los Grupos de Dosimetría Interna de los distintos países y cuáles son sus herramientas reales de trabajo de cara a la aplicación de la nueva normativa, de los nuevos modelos metabólicos y del nuevo modelo del tracto respiratorio.

La segunda cita para expertos en Dosimetría Interna, concretamente en medidas directas de contaminación interna con Contador de Radiactividad Corporal, tuvo lugar en el Centro de Investigación Nuclear de Mol (Bélgica). El Workshop "INVIVO-99" fue organizado por la Comisión Europea y el IPSN (Instituto para la Protección y la Seguridad Nuclear) francés en colaboración con el Lawrence Livermore Laboratory y el DOE (Departamento de la Energía de EEUU). En el Congreso se presentaron las últimas tendencias y experiencias en medidas In-Vivo en caso de incorporación de contaminantes dentro del cuerpo, destacando la presencia del sector nuclear y de investigación de EEUU, de los principales Institutos de la Unión Europea, de Europa del Este y de Canadá. Las

empresas fabricantes de maniqués de calibración presentaron las últimas creaciones de "phantoms" para la medida de Actividad depositada en huesos. Un nuevo sistema de detectores de Germanios de Canberra está en fase de experimentación y permitirá realizar medidas de gran fiabilidad en un rango de energías entre 10 y 1500 KeV, con lo que se asegura la detección y evaluación de Actividad de los radionucleidos



presentes en el organismo, tanto los difíciles transuránidos (emisores alfa con radiación asociada de Rayos X o Radiación gamma de baja energía entre 10-200 KeV), como los productos de fisión y activación y demás emisores gamma de energías entre 200 y 2000 KeV. Las unidades móviles de Contadores de Radiactividad Corporal también tuvieron su relevancia, especialmente con la contribución de la experiencia de las medidas In-Situ del GSF alemán y del IPSN francés. Se destacó la importancia de las Intercomparaciones de CRC como control de calidad necesario para toda instalación que quiera asegurar la fiabilidad de sus medidas. La representación española en el Workshop estuvo a cargo del Grupo de Dosimetría Interna del CIEMAT y del CSN. El CIEMAT presentó su trabajo "A new Ge detector system for Lung Counting in the WBC facility of CIEMAT", que fue la presentación internacional del nuevo sistema de detectores de Germanio adquirido por este centro, cuya aplicación más relevante es la medida de transuránidos depositados en pulmón con mayor resolución y eficacia que los antiguos detectores Phoswich, y que además tiene la ventaja de garantizar la detección de radionucleidos

incorporados al cuerpo humano y depositados en pulmón, que sean emisores entre 10 y 1000 KeV.

### Intercomparaciones Internacionales en Dosimetría Interna: Análisis de excretas

Como todos los años, el grupo de Dosimetría Interna del CIEMAT y en particular su Laboratorio de Bioeliminación ha centrado sus actividades en la determinación en excretas de radionucleidos emisores  $\alpha$  (actínidos) y emisores  $\beta$  ( $^3\text{H}$  y  $^{90}\text{Sr}$ ) con fines dosimétricos en trabajadores profesionalmente expuestos. Con el fin de asegurar la calidad de los resultados, este laboratorio ha participado en ejercicios de Intercomparación Interlaboratorios a nivel internacional. Los organizadores de estas intercomparaciones son la asociación PROCORAD con sede en Francia que promueve el control de calidad en el análisis radioquímico de excretas, y el Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) organismo regulador en Alemania.



En 1998, en los ejercicios de PROCORAD participaron 63 laboratorios de 19 países entre los que se encontraba: Estados Unidos, Canadá, Reino Unido, Francia, Alemania, Japón, Rusia, etc. En 1999 han participado 57 laboratorios de 17 países. En los ejercicios organizados por el Bundesamt für Strahlenschutz, los laboratorios participantes pertenecían entre otros países a Alemania, Austria, Reino Unido, Brasil y Argentina. El Laboratorio de Bioeliminación del CIEMAT ha participado en las

siguientes intercomparaciones:

- 1. *Determinación de Uranio en orina.* Análisis ponderales e isotópicos en tres muestras con actividades diferentes y un patrón de Uranio natural.

- 2. *Determinación de Transuránidos en orina.* Identificación de los radionucleidos presentes así como cuantificación de su actividad en tres muestras con actividades diferentes y cuantificación de un patrón de  $^{239}\text{Pu}$ .

- 3. *Determinación de Actínidos en muestras de heces.* Cuantificación isotópica del contenido natural de Uranio y Torio. Identificación y cuantificación de los Transuránidos presentes en tres muestras de actividades diferentes.

- 4. *Determinación de Torio natural en orina.* Análisis isotópico de dos muestras de actividades diferentes.

- 5. *Determinación de Tritio en muestras de orina.* Análisis de agua tritiada en tres muestras de diferente actividad. Cuantificación de un patrón de agua tritiada y determinación de timidina tritiada en una muestra.

En todos los análisis realizados, las diferencias entre los resultados del Laboratorio de Bioeliminación del CIEMAT y los valores reales presentes en las muestras no fueron estadísticamente significativas.

La participación del Laboratorio de Bioeliminación del CIEMAT en estos ejercicios de Intercomparación pone de manifiesto la validez de los procedimientos radioquímicos y las técnicas de medida empleados en los análisis y sitúa al laboratorio en un nivel equiparable al de laboratorios consolidados a nivel internacional.

### Un nuevo desafío para la Dosimetría y la Protección Radiológica Ambiental

En la convocatoria de EURATOM del V Programa Marco de la Unión Europea, se ha presentado una propuesta para la realización del proyecto Protección del Medio Ambiente frente a Radiaciones Ionizantes, en el que participarán los grupos de

Impacto Radiológico Ambiental y Dosimetría de las Radiaciones del CIEMAT.

Para llevar a cabo esta iniciativa, se han reunido expertos en las disciplinas de dosimetría, modelos de transferencia y efectos biológicos de las radiaciones ionizantes, de seis países europeos incluido España. El objetivo global del proyecto es desarrollar criterios científicos que permitan establecer un sistema de protección del medio ambiente, que complemente al actual sistema de protección radiológica basado exclusivamente en la protección de seres humanos.

En el sistema de protección radiológica actual se asume que si está protegido el hombre lo están también las demás especies. Sin embargo, basta indicar a título de ejemplo que hay situaciones en las que el hombre no está presente y ello no debería implicar que se puedan verter residuos sin ningún control. Adicionalmente, Convenciones y Acuerdos a nivel internacional, entre los que cabe destacar la Declaración de Río, la Convención sobre Diversidad Biológica, y el Programa de Trabajo Agenda 21, incluyen aspectos medio ambientales que han de ser abordados. De hecho, diversos países miembros de la Unión Europea ya están incluyendo en sus legislaciones pautas para la protección del medio ambiente frente a los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.

El proyecto presentado a la UE, está dirigido a obtener un conjunto de organismos de referencia, magnitudes y unidades adecuadas, modelos de referencia y finalmente una relación entre la dosis y los efectos biológicos en especies distintas a la humana. Para ello, se utilizarán los modelos y técnicas actualmente existentes, aunque se aplicarán en otros contextos, siendo necesario desarrollar nuevas técnicas en áreas bien definidas, fundamentalmente en el área de dosimetría. A este respecto, existe información relativamente amplia sobre las aproximaciones dosimétricas realizadas en ecosistemas marinos, por lo que si se constata su validez dichas

aproximaciones podrían aplicarse de forma bastante directa a otros ecosistemas. Sin embargo, hay que tener en cuenta, que en ecosistemas terrestres hay al menos dos factores que harán necesario, con casi toda seguridad, utilizar aproximaciones alternativas para exposiciones derivadas de fuentes externas de radiación: 1) diferencias de densidad entre los organismos y la atmósfera que los rodea y 2) la distribución no-homogénea de los radionucleidos. Para tener en cuenta estos factores será necesario utilizar métodos de Monte Carlo para derivar los coeficientes de dosis. El objetivo es calcular, mediante modelos dosimétricos, las tasas de dosis absorbidas. Adicionalmente, y puesto que para igualdad de dosis absorbida, las partículas alfa es muy probable que sean más efectivas en la inducción de daño que las radiaciones beta o gamma, se revisará la información disponible sobre la eficacia biológica relativa de estas radiaciones en las especies de referencia, con objeto de determinar si existen suficientes argumentos para desarrollar una magnitud dosimétrica correspondiente a la "dosis equivalente" utilizada en la protección radiológica de las personas.

La propuesta tiene un importante componente innovador. De hecho, el tema de un sistema de protección del medio ambiente está siendo considerado ya a nivel conceptual por la ICRP (Comisión Internacional de Protección Radiológica), en la OIEA (Organismo Internacional de Protección Radiológica) y la IUR (Unión Internacional de Radioecología) y en la Unión Europea (DG XI Tratado de Euratom). Precisamente la propuesta realizada en el V Programa Marco intenta cubrir de manera práctica el espacio entre la información científica existente y las posibles futuras regulaciones.

## Noticias de Iberoamérica

**1.** Con ocasión de la realización de IV Congreso Regional sobre Seguridad Radiológica y Nuclear (La Habana,

Oct. 1998) se llevaron a cabo diversas reuniones de la Federación de Radioprotección de América Latina y el Caribe (FRALC) con la presencia de representantes de las Sociedades de Protección Radiológica de Argentina, Brasil, Cuba, México, Panamá, Perú y Uruguay. En esta oportunidad se dio la bienvenida a la Asociación Uruguaya de Radioprotección y se tomó conocimiento de las gestiones que se vienen realizando por consolidar la Sociedad en Panamá y sobre los esfuerzos que se efectúan en la República Dominicana por constituirla formalmente. Se analizó la situación en la región y los resultados obtenidos en los proyectos que se desarrollan en el marco del GRIAPRA. En esta oportunidad se renovó el Consejo Directivo de la FRALC para el período 1998-2001, quedando conformado como sigue:

*Presidente:* Raúl Ortiz Magaña (SMSR, México)  
*Secretario General:* Rodolfo Touzet (SAR, Argentina)  
*Consejeros:* Luis Jova Sed (SR-SCF, Cuba), Hermenegildo Maldonado (SMSR, México) y Eduardo Medina Gironzini (SPR, Perú)  
*Consejero Past-President:* César Arias (SAR, Argentina) y Presidenta del V Congreso Regional sobre Seguridad Radiológica y Nuclear: Helen Khoury

**2.** La *Sociedade Brasileira de Proteção Radiológica (SBPR)* ha renovado sus cargos directivos para el período 1999-2001 siendo nombrada Helen Khoury como Presidenta y Adelia Sahyun como Vice-Presidenta. Todos sus integrantes tienen una destacada trayectoria en el tema. Este Consejo Directivo se encuentra trabajando en organizar el V Congreso Regional sobre Seguridad Radiológica y Nuclear que se efectuará en Recife, Brasil, del 29 de abril al 4 de mayo del año 2001. Por lo pronto ya está conformando el Comité Científico y en seguida estarán circulando los anuncios respectivos aunque se puede adelantar las siguientes fechas previstas:

- Fecha límite para envío de

Resúmenes (31 Mayo 2000)

- Aceptación de Resúmenes (31 Julio 2000)

- Fecha límite para envío de Trabajos completos (31 Noviembre 2000)

- Confirmación de Aceptación de Trabajos (28 Febrero 2001)

**3.** La *Sociedad Peruana de Radioprotección (SPR)* está organizando el IV Congreso Peruano de Protección Radiológica, el cual se llevará a cabo los días 19, 20 y 21 de noviembre del presente año. Como en anteriores oportunidades, Eduardo Medina Gironzini está a cargo de la Presidencia del Comité Organizador. Hasta el momento se cuenta con el importante auspicio del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) y del Colegio de Ingenieros del Perú (CIP). En este evento se resaltarán los aspectos de seguridad radiológica en el uso industrial y médico de las fuentes radiactivas y rayos X. Como actividades post-congreso estarán el *Curso sobre Control de Calidad en Radiodiagnóstico y Mamografía* (22-26 noviembre) bajo los auspicios del GRIAPRA y el *Seminario sobre Seguridad Radiológica en el uso de material radiactivo* (22-24 noviembre) bajo los auspicios del Proyecto ARCAL XX/OIEA, enfocado al campo de la construcción, minería, petróleo e industria en general.

Por otra parte, la actual Junta Directiva presidida por Renán Ramírez Quijada está decidida en dar una mayor participación a los socios en los diferentes proyectos que se vienen desarrollando a nivel nacional e internacional. Acudiendo a la red de Sociedades afiliadas al IRPA, se ha logrado obtener ayuda humanitaria para atender el caso del accidentado con fuente de gammagrafía industrial.

**4.** La *Asociación Uruguaya de Radioprotección (AUR)* desde abril del presente año ya forma parte de la International Radiation Protection Association (IRPA), institución que integra a más de 16000 miembros en

mas de 40 países. Nuestra conocida amiga Diva Puig preside la institución, la cual viene desarrollando importantes actividades entre las que se destacan la edición del Boletín Electrónico (ya se esta difundiendo el número 2), la participación en un proyecto sobre Gestión de Desechos Radiactivos, la implementación de una biblioteca especializada y la realización de eventos como el Seminario sobre Protección Radiológica que se efectuó los días 9, 10 y 11 de septiembre del presente año en donde se trataron los temas: Radiodiagnóstico Médico, Radiografía Industrial y Ensayos No Destructivos, Control de Calidad y legislación. Igualmente, el día 11 se llevo a cabo la Mesa Redonda: Radiación y Sociedad. Rol de los medios de comunicación, con la participación de destacados panelistas. Otras actividades son las coordinaciones con entidades de diferentes países (AEN, SFR, IRPA, Sociedades de Protección Radiológica, etc.).

**5.** La *Sociedad Argentina de Radioprotección (SAR)* realizó con notable éxito el día 10 de junio el Seminario sobre Indicadores Biológicos en personas sobreexpuestas a radiaciones ionizantes. Estimación de Dosis y Seguimiento evolutivo el cual se efectuó en la Sede Central de la Comisión Nacional de Energía Atómica, teniendo como patrocinador a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). El evento contó con una nutrida asistencia de profesionales del país y del extranjero. Las conferencias y mesa redonda estuvieron a cargo de destacados expertos de la ARN, CONICE, UBA y Hospitales de Argentina, CCHEN (Chile), IRD (Brasil), CPHR (Cuba) y CEA/IPSN/DPHD de Francia.

**6.** La *Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica (SMSR)* ha organizado conjuntamente con la Sociedad Nuclear Mexicana y la Latin American Section of American Nuclear Society el International Joint

Meeting: "the role of Nuclear Power to mitigate climate change" el cual tuvo el auspicio de la FRALC. Este evento se realizó en Acapulco, México del 18 al 21 de julio del presente año y contó con una asistencia de unas 400 personas de diferentes países de América y Europa. Esta institución también ha renovado su Junta

Directiva, la cual es presidida por Maricela Verdejo.

**7.** La *Sección de Radioprotección de la Sociedad Cubana de Física (SR-SCF)* recientemente ha ratificado en la Presidencia a Luis Jova Sed. Lo acompañan distinguidos colegas que intentan consolidar su institución a través de diversas actividades y canalizar ayudas para sus proyectos.

## PUBLICACIONES

### Protección Radiológica 102

El 30 de junio de 1997, el Consejo de la Unión Europea adoptó la Directiva 97/43/Euratom relativa a las exposiciones médicas (MED). Los Estados Miembro deben incorporar la Directiva en sus ordenamientos jurídicos nacionales antes del 13 de Mayo del 2000. Con el fin de ayudar en esta tarea, la Comisión Europea ha elaborado una serie de guías técnicas directamente relacionadas con el tema, destinadas a explicar en detalle las diferentes partes de la Directiva.

En ellas presentan la aplicación de la "Directiva sobre exposiciones médicas", actas del seminario internacional celebrado en Madrid el 27 de abril de 1998 bajo la Dirección General de Medio Ambiente, Seguridad Nuclear y Protección Civil.

### Informes de la UE sobre Protección contra la Radiación

La Dirección General XII de la Comisión Europea acaba de publicar un resumen de los informes sobre el impacto de la radiación en los seres humanos y el medio ambiente, realizados a la conclusión de la primera parte de duración de los contratos que abordan estas materias. Los trabajos realizados forman parte del

programa de la CE de formación e investigación sobre seguridad en el campo de fisión nuclear y la investigación sobre protección contra la radiación. Esta publicación supone un nuevo enfoque en cuanto al modo de presentar la información sobre los resultados del trabajo llevado a cabo por la Unidad de Investigación sobre Protección Radiológica de la CE. En lugar de informes completos, ahora se considera más interesante disponer primero de un informe científico detallado de las actividades realizadas a la mitad del periodo de duración del contrato y, finalmente, de un informe definitivo. En esta publicación se presenta un resumen del informe realizado a mitad del contrato sobre los resultados obtenidos por los proyectos subvencionados por el IV Programa Marco (IVPM) de Investigación, Desarrollo Tecnológico y Demostración (IDT).

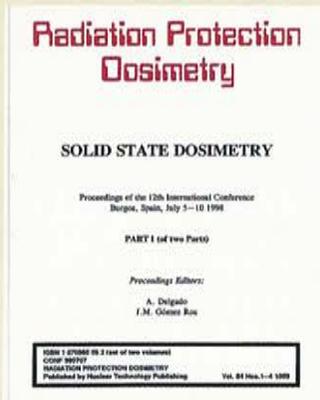
### Radiation Protection Dosimetry. Solid State Dosimetry

A. Delgado y JM. Gómez Ros  
ISBN 1 870965 58 2

Editado por Nuclear Technology Publishing.

Publicación dedicada a las ponencias desarrolladas en la XII Conferencia Internacional sobre Dosimetría

del Estado Sólido celebrada del 5-10 Julio 1998 en Burgos, España.

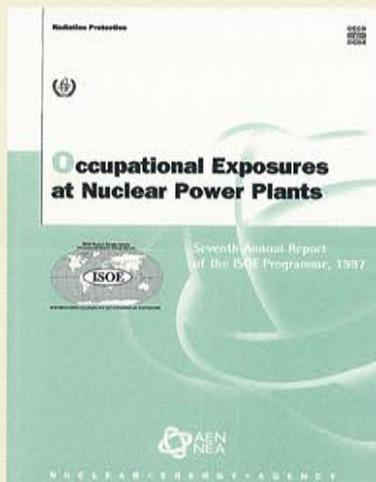


## Occupational Exposures at Nuclear Power Plants. Seventh Annual Report of the ISOE Programme, 1997.

Preparado por Centre D'Étude Sur L'Évaluation de la Protection dans le Domaine Nucléaire.

Una publicación dependiente de la OCDE -Organización para la Cooperación y desarrollo Europeo- y de la OIEA -Organismo Internacional de la Energía Atómica- para la resolución del programa anual del ISOE celebrado en 1997.

Este número de protección Radiológica incluye un extenso artículo dedicado al tema de la publicación.



## Table for Application in Spectrometry and Radiation Protection Tabla ABG

Wolfgang Wahl.  
Version: 3.2. Mayo 1999

Este documento incluye completas tablas de más de 120 radio-isótopos, esquemas de decaimiento, radionu-

cleidos aplicados a media vida, ect. Precio: \$ 99  
Información: Fax + 34 802694464  
email wahl@isus.de

## Nuclides 2000

Carta en soporte electrónico (CD-ROM) de nucleidos.

Más información:  
[http://itumagill.fzk.de/NUCLIDES\\_2000/](http://itumagill.fzk.de/NUCLIDES_2000/)

# CONVOCATORIAS

## • Presentación del Protocolo Nacional del Control de Calidad de la Instrumentación de Medicina Nuclear

16 de Noviembre de 1999

Hora: 9.30 a 13 h

Lugar: Salón de Actos del Ministerio de Sanidad y Consumo. Paseo del Prado, Madrid.

Inaugurado por el Ministro de Sanidad, que estará acompañado por el Director General de Salud Pública, Dr. J.J. Francisco Polledo y los Presidentes de la SEFM, SEMN y SEPR

## • II Congreso Nacional de AEBI

Por decisión de la Asamblea General durante el Congreso Nacional de Bioética, celebrado Barcelona en 1997, Madrid fue designada como sede del II Congreso Nacional. Así, la Asociación de Bioética de la Comunidad de Madrid, integrada en AEBI, tiene el placer de hacer el primer adelanto del Programa del II Congreso Nacional de Bioética de la Asociación Española de Bioética y Ética Médica que se celebrará en Madrid los días 4 y 5 de Diciembre de 1999 en el Colegio de Médicos de Madrid.

Para cualquier información deberá dirigirse por escrito a:

"II Congreso Nacional de Bioética (AEBI)"  
CONSEPRO meetings, c/ Lanzarote, 13 - San Sebastián de los Reyes- 28700 Madrid; Tfno. 902 117 026; AEBIMAD@santandersuper.net.com

## • "Foresight and Precaution" ESREL 2000 and SRA Europe Annual Conference

Edimburgo, Escocia, Reino Unido. 14 - 17 de Mayo 2000  
The Stables 10b, Broughton Street Lane EH1 3LY; Tfno. +44 131 556 9245; Fax. +44 131 556 9638; e-mail: [inconference@ca.bleinet.co.uk](mailto:inconference@ca.bleinet.co.uk)

## • Radiological Protection Training Scheme

- Foundation in Radiological Protection. 10 - 12 Abril 2000  
- UK Legislation & International Recommendations. 12 -14 Abril 2000  
- National Radiological Protection Board, Chilton, Didcot, Oxon OX11 0RQ  
Tfno. +44 (0) 1235 831600  
Fax. +44 (0) 1235 833891  
<http://www.nrpb.org.uk>

## • XXV Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española

Granada, 17-19 de Noviembre 1999. Información e inscripción: Secretaría de la SNE; Tfno. 91 3086318 e-mail. [postmaster@sne.es](mailto:postmaster@sne.es)



La revista **RADIOPROTECCIÓN** es el órgano de expresión de la Sociedad Española de Protección Radiológica.

Los trabajos que opten para ser publicados en **RADIOPROTECCIÓN** deberán tener relación con la protección radiológica y, en general, con todos los temas que puedan ser de interés para los miembros de la SEPR.

Los trabajos deberán ser originales y no podrán haber sido publicados en otros medios (a excepción de colaboraciones de especial interés, según criterio del Comité de Redacción). Su reproducción, total o parcial, sólo podrá realizarse previa autorización escrita de la empresa editora de la Revista.

La editorial acusará recibo de los trabajos, sin compromiso de publicación. El Comité de Redacción decidirá admitir o rechazar el artículo, o solicitar el asesoramiento del Comité Científico.

En este último caso, el artículo será enviado al menos a un miembro de este Comité, que podrán aprobar (con o sin comentarios) o rechazar el artículo. Si hay comentarios, éstos se harán llegar a la editorial, que los comunicará a los autores para su consideración.

Los originales estarán a disposición de los autores que deseen recuperarlos, una vez publicado el artículo, en la editorial.

Los conceptos expuestos en los trabajos publicados en esta Revista representan exclusivamente la opinión personal de sus autores.

La Revista incluirá, además de artículos científicos, secciones fijas en las cuales se reflejarán noticias de la propia Sociedad, otras informaciones de interés, publicaciones, etc. Se incluirá también una sección de "Cartas al Director".

Todo trabajo o colaboración se enviará a:

Revista Radioprotección.

C/Isla de Saipán, 47. 28035 MADRID.

Los artículos deberán cumplir las siguientes normas técnicas:

## 1. ORIGINALES

- El idioma de la revista es el castellano
- El trabajo original tendrá una extensión máxima de 10 páginas (cuerpo 12, interlineado sencillo). Los gráficos, dibujos y fotografías se consideran aparte.
- Los trabajos se entregarán en diskette, con tres co-

pias en papel. Se utilizará un tratamiento de textos estándar (word, wordperfect).

- Las fotografías deberán entregarse en original (papel o diapositiva). Las imágenes digitalizadas deberán tener una resolución superior a 300 ppp. En caso contrario, se entregarán en papel

## 2. TÍTULO Y AUTORES

En la presentación deberá figurar, y por este orden, título del artículo, nombre y apellidos de los autores, nombre y dirección del centro de trabajo, domicilio para la correspondencia, teléfono de contacto y otras especificaciones que se consideren oportunas.

## 3. RESÚMENES EN CASTELLANO E INGLÉS

Tendrán una extensión máxima de 100 palabras en cada idioma y expresarán una idea general del artículo.

## 4. TEXTO

Estará dividido en las suficientes partes y ordenado de forma que facilite su lectura y comprensión, ajustándose en lo posible al siguiente esquema: Introducción, Desarrollo, Resultados y Conclusiones.

## 5. REFERENCIA BIBLIOGRÁFICA

Se presentarán según el orden de aparición en el texto, con la correspondiente numeración correlativa.

Se utilizarán las abreviaturas recomendadas en el Chemical Abstracts y en el Index Medicus.

## 6. ILUSTRACIONES Y TABLAS

Los gráficos y las fotografías irán numerados en números arábigos, de manera correlativa y conjunta, como figuras.

Las tablas se presentarán con la numeración en números romanos y el enunciado correspondiente; las siglas y abreviaturas se acompañarán de una nota explicativa a pie de página.

# Socios colaboradores de la SEPR



Asociación Nuclear Ascó, A.I.E.



C. N. VANDELLOS II A.I.E.



# ENERGIA SIN FRONTERAS

Experiencia y calidad al servicio de  
las centrales nucleares europeas

Diseño, fabricación y  
suministro de elementos  
combustibles para reactores  
de agua a presión (PWR)  
y de agua en ebullición (BWR)



 **ENUSA**

Santiago Rusiñol, 12 • 28040 MADRID  
Tel.: (91) 347 42 00 Fax: (91) 347 42 15  
Télex: 43042 URAN-E