

RADIOPROTECCIÓN

LA REVISTA DE LA SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Nº 88 • MAYO 2017

edición digital



MONOGRÁFICO

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN CENTRALES NUCLEARES



La mayoría de las ideas fundamentales de la ciencia son esencialmente sencillas y, por regla general pueden ser expresadas en un lenguaje comprensible para todos”.

Albert Einstein (1879-1955)”

- ▶ PLAN DIRECTOR DE REDUCCIÓN DE DOSIS DE C.N. COFRENTES. EL TRABAJO EN EQUIPO, LA CLAVE DEL ÉXITO DEL PROGRAMA ALARA
- ▶ PROGRAMA ALARA Y ACTIVIDADES DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN LA SUSTITUCIÓN DE LA TAPA DE LA VASAJA EN C. N. VANDELLÓS II
- ▶ PROGRAMAS DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL EN EL ENTORNO DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES ESPAÑOLAS. NUEVA APLICACIÓN WEB PARA LA CONSULTA DE LOS DATOS DEL SISTEMA DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL DEL CSN
- ▶ HOMOGENEIZACIÓN DE PRÁCTICAS DE CONTROL DE CONTAMINACIÓN A LA SALIDA DE ZONA CONTROLADA DE LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS

ENTREVISTA:

Javier Zarzuela Jjiménez

SUBDIRECTOR DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OPERACIONAL
DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR.

INFORMACIÓN PARA LOS AUTORES

1. PROPÓSITO Y ALCANCE:

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

Los trabajos que opten para ser publicados en *RADIOPROTECCIÓN* deberán tener relación con la Protección Radiológica y con todos aquellos temas que puedan ser de interés para los miembros de la SEPR. Los trabajos deberán ser originales y no haber sido publicados en otros medios, a excepción de colaboraciones de especial interés, según criterio del Comité de Redacción. Los trabajos aceptados son propiedad de la Revista y su reproducción, total o parcial, sólo podrá realizarse previa autorización escrita del Comité de Redacción de la misma.

La publicación de trabajos en *RADIOPROTECCIÓN* está abierta a autores de todo el país y distintas instituciones.

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

Todas las contribuciones se enviarán por correo electrónico a la dirección:

revista@sepr.es

2. RADIOPROTECCIÓN EN INTERNET

La revista *RADIOPROTECCIÓN* sólo se publica en formato electrónico y puede consultarse en la página de la Sociedad Española de Protección Radiológica (<http://www.sepr.es>).

3. NORMAS DE PUBLICACIÓN DE LA REVISTA RADIOPROTECCIÓN

3.1. Tipo de contribuciones que pueden enviarse a la revista

Las contribuciones que pueden enviarse a *RADIOPROTECCIÓN* son:

- Artículos de investigación
- Revisiones técnicas
- Noticias
- Publicaciones
- Recensiones de libros
- Convocatorias
- Cartas al director
- Proyectos de I+D

3.2. Normas para la presentación de artículos y revisiones técnicas

En todos los trabajos se utilizará un tratamiento de texto estándar (word, wordperfect). El texto debe escribirse a espacio sencillo en tamaño 12. La extensión máxima del trabajo será de 12 páginas DIN-A4 para los artículos y de 6 páginas para las revisiones técnicas, incluyendo los gráficos, dibujos y fotografías.

Los trabajos (artículos y revisiones técnicas) deberán contener:

3.2.1. Carta de presentación. Con cada trabajo ha de enviarse una carta de presentación que incluya el nombre, institución, dirección, teléfono, fax y correo electrónico del autor al que

hay que enviar la correspondencia. Los autores deben especificar el tipo de contribución enviada (ver apartado 3.1).

3.2.2. Página del título. Esta página debe contener, y por este orden, título del artículo, primer apellido e inicial(es) de los autores, nombre y dirección del centro de trabajo, nombre de la persona de contacto, teléfono, dirección de correo electrónico y otras especificaciones que se consideren oportunas. Cada autor debe relacionarse con la correspondiente institución usando llamadas mediante números.

El título, que irá en el encabezamiento del trabajo, no tendrá más de 50 caracteres (incluyendo letras y espacios).

Se incluirá un máximo de 6 palabras clave en español y 6 palabras clave en inglés que reflejen los principales aspectos del trabajo.

3.2.3. Resumen. Se escribirá un resumen del trabajo en castellano y en inglés que expresará una idea general del artículo. La extensión máxima será de **200 palabras en cada idioma**, que se debe respetar por razones de diseño y de homogeneización del formato de la revista.

- Es importante que el resumen sea preciso y sucinto, presentando el tema, las informaciones originales, exponiendo las conclusiones, e indicando los resultados más destacables.

3.2.4. Texto principal. No hay reglas estrictas sobre los apartados que deben incluirse, pero hay que intentar organizar el texto de tal forma que incluya una introducción, materiales y métodos, resultados, discusión, conclusiones, referencias bibliográficas, tablas y figuras y agradecimientos.

Se deberían evitar repeticiones entre los distintos apartados y de los datos de las tablas en el texto.

Las abreviaturas pueden utilizarse siempre que sea necesario, pero siempre deben definirse la primera vez que sean utilizadas.

3.2.5. Unidades y ecuaciones matemáticas. Los autores deben utilizar el Sistema Internacional de Unidades (SI). Las unidades de radiación deben darse en el SI, por ejemplo 1 Sv, 1 Gy, 1 MBq. Las ecuaciones deben numerarse (1), (2) etc. en el lado derecho de la ecuación.

3.2.6. Anexos. Se solicita a los autores que no incluyan anexos si el material puede formar parte del texto principal. Si fuera imprescindible incluir anexos, por ejemplo incluyendo cálculos matemáticos que podrían interrumpir el texto, deberá hacerse después del apartado referencias bibliográficas. Si se incluye más de un anexo, éstos deben identificarse con letras. Un anexo puede contener referencias bibliográficas, pero éstas deben numerarse y listarse separadamente

(A1, A2, etc.). Debe hacerse mención a los anexos en el texto principal.

3.2.7. Tablas. Las tablas deben citarse en el texto. Deben ir numeradas con números romanos (I, II, III etc.) y cada una de ellas debe tener un título corto y descriptivo. Se debe intentar conseguir la máxima claridad cuando se pongan los datos en una tabla y asegurarse de que todas las columnas y filas están alineadas correctamente.

Si fuera necesario se puede incluir un pie de tabla. Éste debe mencionarse en la tabla como una letra en superíndice, la cual también se pondrá al inicio del pie de tabla correspondiente. Las abreviaturas en las tablas deben definirse en el pie de tabla, incluso si ya han sido definidas en el texto.

3.2.8. Figuras, gráficos y fotografías. Las figuras deben citarse en el texto numeradas con números arábigos. **Todos los gráficos, figuras y fotografías aparecerán en color en la revista.** Las **fotografías** deberán entregarse como **imágenes digitalizadas en formato de imagen** (jpg, gif, tif, power point, etc.) con una **resolución superior a 300 ppp**. Aunque las imágenes (fotos, gráficos y dibujos) aparezcan insertadas en un documento de word es necesario enviarlas también por separado como archivo de imagen para que la resolución sea la adecuada.

Cada figura (foto, tabla, dibujo) debe ir acompañada de su **pie de figura** correspondiente.

3.2.9. Referencias Bibliográficas. Debe asignarse un número a cada referencia siguiendo el orden en el que aparecen en el texto, es decir, las referencias deben citarse en orden numérico. Las referencias citadas en una tabla o figura cuentan como que han sido citadas cuando la tabla o figura se menciona por primera vez en el texto.

Dentro del texto, las referencias se citan por número entre corchetes. Dentro del corchete, los números se separan con comas, y tres o más referencias consecutivas se dan en intervalo. Ejemplo [1, 2, 7, 10-12, 14]. Las menciones a comunicaciones privadas deben únicamente incluirse en el texto (no numerándose), proporcionando el autor y el año. La lista de referencias al final del trabajo debe realizarse en orden numérico.

Se seguirán las normas Vancouver para las referencias bibliográficas:

http://es.wikipedia.org/wiki/Estilo_Vancouver

3.2.10. Enlaces y descargables. Se pueden incluir **enlaces** que los autores consideren interesantes **a direcciones web** siempre que se referencien en el texto entre paréntesis. Asimismo, se podrán incluir otros **documentos** de especial interés **para ser descargados**; para ello es necesario que dichos documentos estén **en formato pdf**, se referencien en el texto y sean **incluidos junto al resto de la documentación**.

Directora

Cristina Correa

Coordinador

Juan Carlos Mora

Comité de Redacción

Pablo Belinchón

Estela García

Rosa Gilarranz

Santiago Miquelez

Alegría Montoro

Juan Francisco Navarro

Matilde Pelegrí

José Ribera

Beatriz Robles

Pedro Ruiz

Inmaculada Sierra

María Luisa Tormo

M^º Angeles Trillo

Coordinación de la página web

Eduardo Gallego

Carlos Puras

Comité Científico

Presidenta: Beatriz Robles

José Miguel Fernández

Xavier Ortega

Teresa Ortiz

Eduardo Sollet

Alejandro Úbeda

Coordinación de la sección "Pregunta a la SEPR"

Leopoldo Arranz

María Luisa Tormo

Realización, Publicidad y Edición:

SENDA EDITORIAL, S.A.

Directora: Matilde Pelegrí

Capitán Haya, 56. 7º D - 28020 Madrid

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

Correo electrónico: redaccionpr@gruposenda.es

Depósito Legal: M-17158-1993 ISSN: 1133-1747

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 comparta necesariamente.

Disponible sólo para socios los números del año actual, los números anteriores disponibles para el público en general.

Síguenos en:



RADIOPROTECCIÓN se publica con una frecuencia trimestral.

Indexada: Latindex

S U M A R I O

- **Editorial** 4
- **Entrevista** 6
Javier ZARZUELA JIMÉNEZ
Subdirector de Protección Radiológica Operacional del Consejo de Seguridad Nuclear.
- **Colaboraciones**
 - Plan director de reducción de dosis de C.N. Cofrentes. El trabajo en equipo, la clave del éxito del programa ALARA M^º. A. García Martínez 11
 - Programa ALARA y actividades de protección radiológica en la sustitución de la tapa de la vasija en C. N. Vandellós II A. Prim Pujals, A. Ribas Goset e Í. Vildosola Hernández 18
 - Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental en el entorno de las instalaciones nucleares españolas. Nueva aplicación web para la consulta de los datos del Sistema de Vigilancia Radiológica Ambiental del CSN A. Ortiz, P. Martínez, P. Lorente, S. Luque, I. Marugán, C. Rey, R. Salas, L. Ramos 24
 - Homogeneización de prácticas de control de contaminación a la salida de zona controlada de las centrales nucleares españolas A. Fález, J. Carmona, J.L. Oblanca, F. Guinea, P. García, J. Casanova y R. Muñoz 33
- **Página web** 42
- **Noticias** 44
 - de la SEPR
 - de España
 - del Mundo
- **Publicaciones** 52
- **Convocatorias y Cursos** 53

La SEPR permite la reproducción en otros medios de los resúmenes de los artículos publicados en RADIOPROTECCIÓN, siempre que se cite al principio del texto del resumen reproducido su procedencia y se adjunte un enlace a la portada del sitio web www.sepr.es, así como también el nombre del autor y la fecha de publicación. Queda prohibida cualquier reproducción o copia, distribución o publicación, de cualquier clase del contenido de la información publicada en la revista sin autorización previa y por escrito de la SEPR. La reproducción, copia, distribución, transformación, puesta a disposición del público, y cualquier otra actividad que se pueda realizar con la información contenida en la revista, así como con su diseño y la selección y forma de presentación de los materiales incluidos en la misma cualquiera que fuera su finalidad y el medio utilizado para ello, sin la autorización expresa de la SEPR o de su legítimo autor, quedan prohibidos.

Editorial

La Revista de la Sociedad Española de Protección Radiológica incluye artículos (en español) científicos originales, de revisión y monográficos, entrevistas, secciones de información y noticias relacionadas con el campo de la Protección Radiológica a nivel nacional e internacional, incluyendo radiaciones ionizantes así como no ionizantes. Contempla aquellos campos relacionados con la investigación, con el desarrollo de nuevas estrategias y tecnologías diseñadas para la protección radiológica en el campo médico, medioambiental e industrial. Las líneas de investigación incluidas son: dosimetría física, radioecología, radiactividad ambiental, efectos biológicos de la radiación ionizante *in vitro* e *in vivo*, protección del paciente y trabajador expuesto.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN CENTRALES NUCLEARES

Este número monográfico de **RADIOPROTECCIÓN** se dedica por entero a las centrales nucleares españolas con cuatro artículos, tres de ellos elaborados por responsables de los Servicios de Protección Radiológica de las centrales nucleares de Cofrentes, Vandellós II y Sta. M^a de Garoña, que tienen en común que reflejan una perspectiva diferente del principio de optimización de la protección radiológica; y el último elaborado por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) sobre la vigilancia ambiental alrededor de las centrales nucleares.

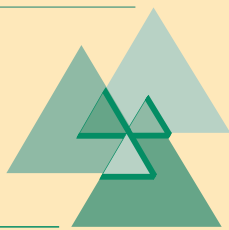
Los titulares de las centrales nucleares están concienciados y comprometidos desde hace mucho tiempo con la reducción de dosis apoyando de forma decidida con medios y recursos los programas ALARA de cada instalación. Forma parte de la cultura de seguridad de la central que la reducción de dosis o el programa ALARA, es una responsabilidad que recae fundamentalmente en la figura titular de la instalación, al igual que lo es también la reducción de los riesgos convencionales del trabajo. La edición en español del año 2016 de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad del OIEA lo deja claro en varios sitios. Por ejemplo, en el párrafo 1.23 se indica que: En el caso de la exposición ocupacional, la restricción de dosis es un instrumento de cuyo establecimiento y utilización en la optimización y la seguridad debe encargarse la persona u organización responsable de una instalación o actividad. Y aún es más claro y definitivo el requisito número 4: La responsabilidad principal de la protección y la seguridad que no se puede delegar corresponderá a la persona u organización responsable de toda la instalación o actividad que entrañe riesgos radiológicos.

La dosis es un riesgo más en la instalación, pero tiene un tratamiento diferenciado de otros riesgos convencionales del trabajo, sobre todo en lo que se refiere a su gestión. Sus particularidades técnicas y complejidad justifican la existencia de los programas ALARA, que tengan su protagonismo e importancia al mayor nivel dentro de la organización del titular y que su gestión recaiga en un departamento específico con responsables de muy alta cualificación y cuya capacidad técnica haya sido evaluada y avalada por un organismo independiente como es el Consejo de Seguridad Nuclear.

A este respecto se debe reconocer el papel del Consejo de Seguridad Nuclear como uno de los grandes impulsores en España de los programas ALARA en las centrales nucleares españolas. Este papel de los organismos reguladores en la optimización de la protección radiológica queda puesto de manifiesto en el requisito número 11 de las normas básicas internacionales de seguridad del OIEA deja claro el papel de cada institución en la optimización de la protección: El gobierno o el órgano regulador establecerá y exigirá el cumplimiento de los requisitos relativos a la optimización de la protección y seguridad y los titulares registrados y los titulares de las licencias velarán por la optimización de la protección y seguridad.

Los programas ALARA en las centrales nucleares españolas tienen un largo recorrido y se iniciaron de forma modesta a mediados de los años 90. La experiencia internacional era escasa en aquellos tiempos, pero la que había ya permitía entonces hacer comparaciones entre centrales de la misma tecnología y esas comparaciones

SEPR



SOCIEDAD ESPAÑOLA DE
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA
www.sepr.es

Secretaría Técnica

C/ Capitán Haya, 56 - 7^o D
28020 Madrid
Tel.: 91 373 47 50
Fax: 91 316 91 77

Correo electrónico: secretaria@sepr.es

Junta Directiva

Presidenta: Mercè Ginjaume
Vicepresidenta: Borja Bravo
Secretaría General: Sofía Luque
Tesorera: Elena Alcaide
Vocales: Amparo García, Antonio Gil, Carlos Prieto, Ana María Romero, Francisco Javier Rosales y Waldo Sanjuanbenito

Comisión de Actividades Científicas

Presidenta: Borja Bravo
Secretaría: Sofía Luque
Vocales: Julio Almansa, Pío Carmena, Cristina Correa, Carlos Enríquez, Eduardo Gallego, Antonio Gil, Margarita Herranz, Alegría Montoro, Juan Carlos Mora, Teresa Navarro, Carmen Rueda, Pedro Ruiz, Alejandro Úbeda y Esteban Velasco

Comisión de Publicaciones

Presidenta: Sofía Luque
Secretaría: Cristina Correa
Vocales: Eduardo Gallego, Carlos Puras, Beatriz Robles y Pedro Ruiz

Comisión de Asuntos Económicos

Presidenta: Elena Alcaide
Secretaría: Borja Bravo
Vocales: Pío Carmena, Eduardo Gallego y Alejandro Úbeda

Comisión de Asuntos Institucionales

Presidenta: Mercè Ginjaume
Secretaría: Borja Bravo
Vocales: Leopoldo Arranz, David Cancio, Pedro Carboneras, Pío Carmena, Marisa España, Manuel Fernández, Eduardo Gallego, José Gutiérrez, Xavier Ortega, Juanjo Peña, Lucila Ramos, Rafael Ruiz Cruces Y Eduardo Sollet

reflejaban diferencias importantes en los valores de dosis colectiva entre unas centrales y otras. Las estadísticas de WANO, pero sobre todo sus visitas de los Peer Review, permitían a las centrales poder contrastar sus prácticas ALARA con las mejores de la industria.

El caso del programa ALARA de la central nuclear de Cofrentes que se refiere en uno de los artículos de este monográfico es paradigmático al efecto. Tras varios años revisiones de los programas ALARA en vigor, tras la realización de un benchmarking con su central gemela suiza de Leibstadt, tras una visita de asistencia técnica de expertos de EPRI (Electrical Power Research Institute) de USA, tras una intervención del CSN requiriendo en el condicionado de la renovación del permiso de explotación una revisión del Plan Director de Reducción de Dosis (PDRD) con una serie de mecanismos concretos de actuación, se procedió a la revisión definitiva del PDRD que se detalla en este monográfico. El éxito de aplicación del PDRD en la progresiva reducción año a año de las dosis colectivas e individuales en la operación de la central se debe entre otras muchas cosas a que ya de forma intensa y activa, todos los miembros de la organización de la central, desde el director hasta el más modesto trabajador, están totalmente involucrados y comprometidos en los objetivos del programa ALARA.

El artículo de la sustitución de la tapa de la vasija de la central nuclear de Vandellos II presenta otra variante de la optimización de la protección radiológica y de la seguridad de esa central. Existían experiencias internacionales de fenómenos de corrosión bajo tensiones en el material de las toberas de los mecanismos de accionamiento de las barras de control. En alguna central americana la corrosión de la tapa de vasija había llegado a hacer una grieta pasante. En Vandellos II se estaba vigilando este fenómeno en todas las recargas desde que se detectó por primera vez en otra central de la misma tecnología, pero nunca se encontraron signos de agrietamiento. Por tanto el estado de la tapa de vasija no constituía un problema de seguridad para la central; no obstante lo cual el titular decidió el cambio, adelantándose de forma proactiva a un problema que quizás hubiera aparecido en el futuro. No esperar a que los problemas aparezcan, anticipando su solución es otra forma de optimización, en este caso tanto de la seguridad como de la protección radiológica, que de nuevo está muy arraigada en los titulares de las centrales nucleares españolas.

El tercer artículo de la revista refleja tres ejemplos de armonización de prácticas de control de contaminación con la participación adicional del Consejo de Seguridad Nuclear. Una nueva forma de optimizar la protección

radiológica es poder hacer uso de las mejores prácticas de otros. Los grupos de trabajo que reúnen diversas formas de hacer, que comparten experiencias, que extraen y reúnen lo mejor de las prácticas de cada central y que después lo reflejan en procedimientos escritos, suelen dar lugar a productos finales, como ha sido el caso de los tres que se detallan aquí, que aseguran el mejor estado del arte de la industria nacional y que además cuentan con el visto bueno del organismo regulador.

El principio de optimización tiene también una componente económica que no se puede obviar. De forma consciente se califica al menos conceptualmente, el esfuerzo económico de un programa ALARA como inversión y no como gasto. Todo aquel componente económico o presupuestario que redunde en una actividad profesional más segura y con menor riesgo para los trabajadores debe ser considerado como una inversión en seguridad. En consecuencia, optimizar la protección radiológica es una forma particular de optimizar la seguridad. Es un hecho cierto y contrastado que cuando en una central nuclear priman sobre todo las cuestiones de seguridad, las dosis son bajas.

¿Está hecho todo en lo referente a los programas ALARA en las centrales nucleares españolas? Claramente la respuesta es no. Pero desde donde se empezó a mediados de los años 90 hasta donde se ha llegado ahora, se ha recorrido y se ha realizado un importante esfuerzo de mejora y optimización que ha permitido situar nuestro país como uno de los mejores en reducción de dosis a nivel internacional.

¿Quedan cosas por hacer? Sí. Sirva de ejemplo lo que se indica a continuación. Las centrales nucleares americanas están invirtiendo importantes cantidades de dinero en lo que se denomina vigilancia remota: el uso de la tecnología a distancia para el seguimiento, vigilancia y control de trabajos, de forma que sin incrementar las plantillas de trabajadores fijos o de contrata, se mejore de forma substancial la protección radiológica, sobre todo si se trata de trabajos en recargas. El seguimiento en tiempo real desde una estación remota de la dosis operacional con información también en tiempo real de voz e imagen mediante CCTV y de los niveles de radiación y contaminación con balizas y transmisión de datos, permite a un mismo técnico experto en protección radiológica poder atender y vigilar con eficacia varios trabajos a la vez, lo que en otra central requeriría varias personas para ejercer estas labores de vigilancia. El coste de estas estaciones remotas no es pequeño pero la inversión se ve compensada cada año con mejores indicadores en protección radiológica.

JAVIER ZARZUELA

Subdirector de Protección Radiológica Operacional del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)

La Subdirección de Protección Radiológica Operacional del CSN, dependiente de la Dirección Técnica de Protección Radiológica, cuenta con una amplia dimensión técnica y de gestión de recursos. Elabora cientos de informes al año sobre modificaciones, nuevas autorizaciones y clausuras de instalaciones, así como licencias que autorizan para operar y supervisar equipos. Además, en los temas de su competencia, es la encargada de la modificación de reglamentos e instrucciones y la implementación de regulaciones en el sector y colabora en la transposición de la Directiva Europea sobre Protección Radiológica, que está en curso.

Al frente de esta Subdirección está Javier Zarzuela, que analiza para **RADIOPROTECCIÓN** los aspectos más actuales de la PR ocupacional, e introduce este número especial dedicado a las instalaciones nucleares.

Javier Zarzuela Jiménez

Javier Zarzuela Jiménez es licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Autónoma de Madrid.

Ingresó en el CSN en 1982 y en el Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica en septiembre de 1983. Entre otras responsabilidades, ha sido inspector residente del CSN en las centrales de Ascó y Almaraz, sucesivamente, durante un periodo de cinco años.

Desde 1990 hasta 2000 trabajó en experiencia operativa y formación, lo que incluyó una estancia en la US NRC de 15 meses. Durante ese periodo llegó a ser *Chairman del Working Group of Operating Experience (NEA)* y del *Incident Reportin System (IAEA/NEA)*, hasta que en 2000 pasó a coordinador de proyectos (de jefes de proyecto e inspectores residentes de cuatro centrales nucleares).

Entre 2004 y 2013 ocupó el cargo de subdirector de instalaciones nucleares. En este periodo se puso en marcha el Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) y su equivalente en la Fábrica de Juzbado.

En 2013 fue nombrado subdirector de Protección Radiológica Operacional, cargo que sigue desempeñando en la actualidad.

Ha sido reclutado por el OIEA como consultor para participar en o dirigir diversas reuniones y misiones internacionales, así como lector en varios cursos organizados por el Organismo.



LOS RETOS MÁS IMPORTANTES

El subdirector de Protección Radiológica Operacional del CSN, Javier Zarzuela, afirma que los retos en el departamento están en permanente renovación, pues hay que "revisar los métodos de trabajo continuamente para que sean más eficientes y para centrar los esfuerzos en lo importante, asignando prioridades".

Siguiendo esta línea de renovación, la Subdirección está trabajando en nuevas iniciativas dentro del Programa de Inspección de Instalaciones Radiactivas, como la sistematización de inspecciones no anunciadas. "Actualmente el 15% de las inspecciones que realizamos ya son de este tipo", señala Zarzuela. "Tradicionalmente se hacía una inspección anual a cada insta-

“A cada central nuclear se le hacen un mínimo de tres inspecciones no anunciadas al año”

lación radiactiva, pero ahora hemos ajustado la frecuencia según las características y la importancia de cada instalación”. Lo que, en la práctica, ha significado que las instalaciones con mayor riesgo reciban una inspección anual y las demás, en función de las fuentes radiactivas que tengan, sean inspeccionadas con menor frecuencia. Un caso aparte es el sector nuclear, que se rige por el Programa de Inspección de Instalaciones Nucleares, que ya incluye las inspecciones no anunciadas que ahora se han establecido para las instalaciones radiactivas. “A cada central nuclear se le hacen un mínimo de tres inspecciones no anunciadas al año”, señala el subdirector.

Otro de los nuevos campos de trabajo es la mejora en la sistematización del control y supervisión de instalaciones radiactivas que se encuentran en precario. Estas instalaciones son incluidas en un inventario que se revisa periódicamente, permitiendo al departamento “conocer dónde existen problemas y actuar cuando sea necesario”. Javier Zarzuela indica que, en los casos en los que el CSN actúa, “se utilizan todas las herramientas que la reglamentación pone en nuestras manos”, que van desde el envío de cartas a los titulares requiriendo planes de acción hasta la propuesta de incautaciones de equipos radiactivos, en casos graves.

La Subdirección también ha cerrado recientemente un inventario de las fuentes de alta actividad en España. “Hasta ahora, si alguien nos preguntaba cuántas fuentes de alta actividad había en España necesitábamos unos días para poder responder a esa pregunta; ahora disponemos de la respuesta de manera instantánea”, apunta. Para ello, se



ha desarrollado una nueva aplicación informática dentro de la sede electrónica del CSN utilizada por todas las instalaciones radiactivas del país. “En este momento –indica el subdirector– tenemos 168 instalaciones en España con, aproximadamente, 860 fuentes de alta actividad”.

Además, desde el departamento se ha puesto en marcha un panel de revisión de experiencias operativas en instalaciones radiactivas. “Desde hace muchos años existía uno para centrales nucleares pero no para este tipo de instalaciones, así que cuando había una experiencia radiológica en una central nuclear se trataba en su panel, pero si la experiencia era en un hospital o una instalación industrial no había una sistemática parecida”, indica Zarzuela. La implantación del nuevo panel está permitiendo revisar todos los sucesos notificables que suceden en instalaciones radiactivas, valorando si son significativos y sin son genéricos. En caso de encontrarse ante un suceso genérico, Javier Zarzuela señala que “la Subdirección comprueba si el titular de la instalación ha hecho un trabajo adecuado y

enviamos una circular al sector para advertir del posible riesgo”.

Otro de los nuevos retos que está afrontando la Subdirección en los últimos meses es la implantación de la Instrucción de Seguridad Física de Fuentes Radiactivas de Alta Actividad (IS-41), que se prevé estará lista para marzo de 2019. Según el subdirector, la nueva normativa requiere “que todas las instalaciones radiactivas que disponen de fuentes de alta actividad elaboren y presenten al CSN un plan de protección específico”. Aunque la mayor parte de las fuentes de este tipo se encuentran en entidades que ya tienen integrados estos planes, Javier Zarzuela entiende que la aplicación de las nuevas medidas “va a suponer un esfuerzo muy importante para ciertos sectores de la industria”, pero advierte que el CSN “se ve obligado a exigirla por la normativa internacional”.

LA DIRECTIVA EUROPEA

Uno de los proyectos más importantes en los que está trabajando el entorno de la protección radiológica en España y en Europa es la transposición de la

“ En la actualidad hay en España 165 instalaciones con aproximadamente casi 900 fuentes de alta actividad ”

nueva Directiva Europea de Protección Radiológica. El Ministerio de Industria, designado por el Ministerio de Asuntos Exteriores y Cooperación, es el encargado de coordinar las actividades derivadas del proceso. Para ello, creó una Comisión con representantes de todos los ministerios involucrados, que cuenta con la participación de tres representantes del Consejo de Seguridad Nuclear. “En la fase actual, el CSN desarrolla la labor técnica fundamental”, señala Zarzuela. “El CSN ya ha entregado un borrador de Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes en el que se encuentran los nuevos límites de la Directiva y tenemos muy avanzado el Reglamento

de Instalaciones Nucleares y Radiactivas”, concluye.

Una de las novedades que recoge la nueva Directiva Europea está referida a la dosimetría del cristalino. “El límite de la dosis ha bajado drásticamente, y ahora estamos transponiendo el nuevo límite”, señala Javier Zarzuela. Aunque el sector de la generación nuclear se ve afectado por esta medida, no es el que más problemas presenta. “Estamos trabajando conjuntamente con el sector de la radiología intervencionista con programas de investigación y grupos de discusión para analizar cómo aplicar el límite y cómo medirlo”.

La nueva normativa también actualiza otros límites, y desde el CSN se entiende que “suponen un reto más exigente que los actuales, pero son factibles”. En esta línea, Zarzuela apunta que el organismo regulador tiene la obligación de enviar al Congreso de los Diputados un informe anual en el que se da cuenta de la dosimetría de

todos los sectores implicados y, según sus palabras, “nos encontramos con que prácticamente no se dan casos de sobredosis en nuestro país”.

Además, indica que la intención del CSN es mantener la reglamentación sobre las zonas vigiladas por su utilidad y no establecer un límite máximo de las dosis en las exposiciones especialmente autorizadas. Sobre este último punto matiza que “al tratarse de casos excepcionales se analizarán cuando tengan lugar”.

La adaptación de la ICRP-103, en vez de la actualmente vigente del ICRP-60, será una de las novedades que más afecte tanto a instalaciones nucleares como a servicios de dosimetría, ya que “requerirá pequeños ajustes en los factores de conversión de algunas magnitudes dosimétricas”. La norma ISO-4037, que contiene estos factores de conversión para estimación de la dosis profunda y la superficial, los revisa con los nuevos límites marcados por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, por sus siglas en inglés) aunque la propuesta todavía está en borrador. “Nuestra intención es incorporar los nuevos valores en el Reglamento de Protección Sanitaria”, aunque Zarzuela advierte que “si la norma ISO no se ha revisado en la fecha límite de transposición de la directiva, los dejaremos como están actualmente y ya los revisaremos cuando estén disponibles”. Para su implantación, el Consejo tiene previsto dar “a todas las instalaciones afectadas un plazo suficiente para su implementación”.

“ La aplicación de Instrucción de Seguridad Física de Fuentes Radiactivas de Alta Actividad va a suponer un esfuerzo muy importante, en especial para ciertos sectores de la industria ”





“Queremos que nuestras instalaciones estén siempre en el grupo de cabeza de los países con mejores prácticas y resultados. No estamos pidiendo ningún sobreesfuerzo que escape de las capacidades que tenemos como país”

El plazo para que los reales decretos estén publicados finaliza en febrero de 2018. “La Comisión Europea nos ha pedido que les remitamos borradores en los próximos meses para su revisión; en ese sentido estamos tranquilos, porque lo vemos factible”. Javier Zarzuela asegura que, aunque el margen de tiempo es escaso, “confiamos en cumplir los plazos para la transposición de la Directiva”.

PRINCIPIO DE OPTIMIZACIÓN

El principio de optimización, el más desconocido de los tres principios fundamentales de la protección radiológica, trata de “intentar que los procesos estén bien definidos, de forma que las dosis sean lo más bajas dentro de lo razonablemente posible”, explica Javier

Zarzuela, quien reconoce que “entendemos que la dosis cero no tiene sentido, debe ser una dosis lo suficientemente baja y si hay alguna mejora factible, aportando recursos, modificando tiempos o procesos, lo requeriremos al titular de la instalación”.

“El objetivo del CSN es que las centrales nucleares españolas estén al día en las técnicas en dosimetría, tanto en las dosis colectivas de los trabajadores como, por supuesto, del público y del medioambiente”, nos explica el subdirector. “Queremos que nuestras instalaciones estén siempre en el grupo de cabeza, con las de los países que tienen mejores prácticas y resultados. Entendemos que no estamos pidiendo ningún sobreesfuerzo que escape de las capacidades que tenemos como país”, concluye.

DOSIMETRÍA INTERNA

La ICRP continúa incrementado las exigencias sobre la dosimetría interna, una de las disciplinas más complejas de la protección radiológica.

En este sentido, nuestro entrevistado indica que “la supervisión de las centrales nucleares españolas se rigen por el Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales (SISC). Además de las

La Subdirección de Protección Radiológica Operacional del CSN cuenta con alrededor de 40 especialistas en PR y está encargada de la inspección de las más de 1.300 instalaciones radiactivas que se encuentran en España. Para ello, el Consejo cuenta con un grupo de ocho inspectores y con acuerdos de encomienda con Cataluña, País Vasco, Baleares, Asturias, Canarias, Galicia, Murcia, Navarra y Valencia, que aportan un total de 20 inspectores adicionales.

inspecciones, el CSN evalúa las dosis de cada recarga y el el SISC cuenta con un conjunto de indicadores de funcionamiento en protección radiológica”. Cuando en una central nuclear se encuentra una desviación, desde el Consejo “estudiamos el caso y adoptamos las acciones ad hoc oportunas”, apunta.

EL RELEVO GENERACIONAL

En los últimos años, la Administración ha limitado la incorporación de personal en los organismos públicos, aunque “los gestores del Consejo han conseguido incluir al organismo en la lista de sectores prioritarios para cubrir plazas, con la entrada de 18 nuevos funcionarios recientemente, y la convocatoria de una nueva oposición para seis plazas”, señala Javier Zarzuela. “Últimamente el CSN está siendo capaz de reponer las jubilaciones”.

Con respecto a los planes de experiencia, conocimiento y relevo, la Presidencia y el Pleno del Consejo han impulsado el Plan de Gestión del Conocimiento. “Para su desarrollo estamos aplicando desde hace casi dos años una metodología para gestionar el conocimiento de las personas que se jubilan”, explica. El proyecto tiene como objeto “generar procedimientos sistemáticos que permitan garantizar



“A Garoña la estamos tratando igual que a todas las centrales nucleares españolas, no le estamos haciendo rebajas ni le estamos endureciendo los requisitos”

que cuando una persona se jubile su conocimiento significativo quede dentro de la organización”.

Además, el Consejo de Seguridad Nuclear cuenta con un ambicioso programa de formación. “Queremos que los profesionales que nos den el relevo estén bien formados, para que el Consejo quede en buenas manos”, señala Zarzuela, quien indica también que “el conocimiento no sólo se vuelca en las personas, y por eso los procesos críticos deben estar bien documentados en procedimientos y protocolos, que recogen una gran parte del *know how* corporativo”.

GAROÑA

La pregunta de actualidad para Javier Zarzuela es, sin duda, cuál es la situación de la central nuclear de Santa María de Garoña.

En este sentido, afirma con claridad que “a Garoña la estamos tratando igual que a todas las centrales nucleares españolas; no le estamos haciendo rebajas ni le estamos endureciendo los requisitos”. El Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear ha informado favorablemente sobre la renovación de la autorización de explotación de la central, y en las exigencias para la reapertura de la instalación hay novedades en el apartado sobre la protección radiológica que vienen derivadas de los requisitos pos-Fukushima.

“En el campo de la Protección Radiológica Operacional, Fukushima ha implicado la incorporación de una metodología completamente nueva y muy detallada para la protección de



personal de la central en condiciones de accidente que no se había aplicado nunca y que ahora se requiere a todas las centrales nucleares españolas”. Esta metodología establece nuevos límites para situaciones de emergencia y actualiza los procedimientos de operación de emergencia y de las guías de accidente severo.

LAS ASOCIACIONES PROFESIONALES

Según Javier Zarzuela, las asociaciones que agrupan a los profesionales son un elemento muy importante, ya que “conocen los detalles de la operativa de las instalaciones y de las actividades mejor que nosotros, por lo que tenemos que escucharles”.

En este sentido, el Consejo mantiene una relación directa con los titulares de las instalaciones y con las instituciones

“Las asociaciones que agrupan a los profesionales son un elemento muy importante”

pero, en opinión del subdirector, “las más importantes son las relaciones operativas que desarrollamos en grupos de trabajo”. Entre éstos, destaca el Grupo Mixto CSN-Unesa sobre protección radiológica en centrales nucleares, el referido a dosis interna en medicina nuclear junto a las sociedades españolas de PR (SEPR), Física Médica (SEFM) y Medicina Nuclear (SEMNU), o el Foro Sanitario de Protección Radiológica en el que participa junto a la SEPR y la SEFM, entre otros. “La propia legislación española incluye en el trámite de audiencia de las normas a estas asociaciones de profesionales”, concluye Javier Zarzuela. ■

Plan director de reducción de dosis de C.N. Cofrentes. El trabajo en equipo, la clave del éxito del programa ALARA

Amparo García Martínez

Jefe del Servicio de Protección Radiológica de C.N. Cofrentes

RESUMEN: La reducción de la dosis individual y colectiva de los trabajadores es uno de los objetivos prioritarios de la central nuclear de Cofrentes. Para poder alcanzar esta expectativa, se desarrolla el Plan Director de Reducción de Dosis, documento que recoge las directrices básicas del programa ALARA, sus objetivos estratégicos, el plan de acción del año en curso y los indicadores de resultados que permiten evaluar de manera objetiva el grado de consecución del plan.

ABSTRACT: Reducing the individual and collective doses of workers is one of the main objectives of the Cofrentes nuclear power plant. To meet this expectation, it is developed the Dose Reduction Master Plan, document collecting the basic guidelines of the ALARA program, its strategic goals, the action plan of the actual operating year and cycle and its performance indicators allowing an objective evaluation of the degree of achievement of the plan.

Palabras clave: central nuclear, ALARA, dosis operacionales.
Keywords: nuclear power plant, ALARA, operational dose.

LA REDUCCIÓN DE DOSIS: OBJETIVO PRIORITARIO DE LA CENTRAL NUCLEAR DE COFRENTES

La reducción de la dosis individual y colectiva de los trabajadores es uno de los objetivos prioritarios de la central nuclear de Cofrentes. Para poder alcanzar esta expectativa, se desarrolla el Plan Director de Reducción de Dosis (PDRD), documento que recoge las directrices básicas del programa ALARA¹, sus objetivos estratégicos, el plan de acción del año en curso y los indicadores de resultados que permiten evaluar de manera objetiva el grado de consecución del plan (Figura 1).

DOSIS INDIVIDUAL Y COLECTIVA: OBJETIVOS ESTRATÉGICOS DEL PLAN DIRECTOR DE REDUCCIÓN DE DOSIS

Los objetivos estratégicos son dos: dosis individual y dosis colectiva. En el Plan Director de Reducción de Dosis se definen con periodicidad anual los valores de dichos objetivos estratégicos.

- **Dosis individual:** la expectativa de Cofrentes es reducir la dosis individual máxima anual y el número de personas que se sitúan en el cuartil superior de la dosis individual máxima.

¹ALARA: Acrónimo de inglés de "Tan bajo como sea razonablemente alcanzable teniendo en cuenta factores económicos y sociales". Cuando la protección radiológica está optimizada, las dosis suelen ser ALARA.

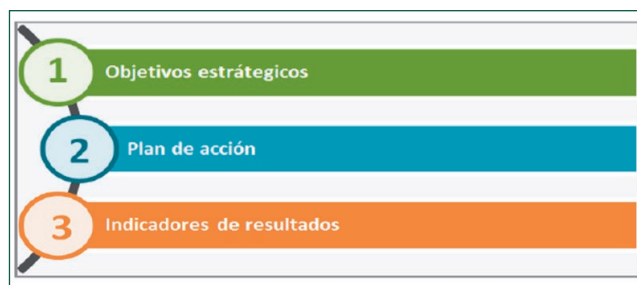


Figura 1. Estructura del Plan director de reducción de dosis.

- **Dosis colectiva:** el objetivo es reducir la dosis colectiva, hasta situarse en el mejor cuartil de las centrales de tecnología similar (centrales BWR-6²).

PLAN DE ACCIÓN DEL PROGRAMA ALARA: CLARO EJEMPLO DE TRABAJO EN EQUIPO

Con periodicidad anual se define el plan de acción con el fin de establecer la mejor estrategia que permita alcanzar los objetivos estratégicos. Este plan de acción requiere del compromiso y participación de manera directa de toda la organización.

El plan se caracteriza por tener una estructura piramidal, basada en cinco pilares de acción y doce líneas de actuación.

²BWR-6: *Boiling Water Reactor 6*. Diseño más Avanzado de General Electric para los reactores de agua en ebullición de la segunda generación.

1	CO COMPROMISO ORGANIZACIÓN	Acciones cuyo objetivo es comprometer a toda la Organización en la reducción de dosis
2	GT GESTIÓN TRABAJOS	Acciones encaminadas a realizar los trabajos de manera satisfactoria aplicando el criterio ALARA en toda su amplitud
3	TF TÉRMINO FUENTE	Acciones de reducción del término fuente como elemento clave para disminuir la exposición de los trabajadores
4	HP HERRAMIENTAS PLANTA	Acciones para reducir los tiempos de exposición de los trabajadores, así como la formación del personal de planta
5	MP MEJORAS PLANTA	Acciones asociadas a las mejoras de planta relacionadas con la política LARA, incluidas las modificaciones de diseño

PILARES DEL PLAN DIRECTOR DE REDUCCIÓN DE DOSIS				
CO	GT	TF	H	MP
COMPROMISO ORGANIZACIÓN	GESTIÓN TRABAJOS	TÉRMINO FUENTE	HERRAMIENTAS	MEJORAS PLANTA
CO-CA Cultura ALARA	GT-PT Planificación Trabajos	TF-MEC Mejoras en Equipos y Componentes	H-MR Monitorización Remota	MP-CD Cambios Diseño
CO-R Recursos	GT-ETLA Ejecución Trabajos y Lecciones Aprendidas	TF-CS Control y Seguimiento	H-F Formación	MP-C Conservación
		TF-RA Reducción Actividad		
		TF-B Blindajes		

Figura 2. Pilares básicos del Plan director de reducción de dosis.

En los pilares de acción se clasifican las distintas tareas, en función si están relacionadas con el compromiso de la organización, la gestión de trabajos, el control y seguimiento del término fuente, las herramientas que contribuyen a la reducción de dosis y las posibles mejoras de la planta (Figura 2).

Como ejemplo, la Figura 3 muestra el árbol de acciones del plan director de reducción de dosis del año 2013, ordenado en sus cinco pilares básicos de manera jerárquica. Otro de los puntos relevantes del plan de acción es establecer prioridades a la hora de implantar las distintas acciones, esta priorización depende de la facilidad de implantación y de los beneficios radiológicos obtenidos. En la siguiente imagen se muestra en color naranja las acciones de prioridad alta, en azul las de prioridad media y en verde las de prioridad baja. No obstante, que una acción tenga una prioridad baja no significa que el grado de compromiso para la ejecución de la misma sea menor, ya que el objetivo del plan de acción es implantar la totalidad de las acciones establecidas.

El plan de acción se renueva cada año, contando con participación directa de toda la organización tal y como se muestra en la figura adjunta. Por tanto, el componente claro para la consecución de los objetivos estratégicos del programa ALARA es el trabajo en equipo (Figura 4).

PLAN DE ACCIÓN 2013 - PLAN DIRECTOR DE REDUCCIÓN DE DOSIS REVISIÓN 9											
COMPROMISO DE LA ORGANIZACIÓN		GESTIÓN DE TRABAJOS		TÉRMINO FUENTE		HERRAMIENTAS		MEJORAS DE PLANTA			
CULTURA ALARA	RECURSOS	PLANIFICACIÓN DE TRABAJOS	EJECUCIÓN DE TRABAJOS Y LECCIONES APRENDIDAS	MEJORAS EN EQUIPOS Y COMPONENTES	CONTROL Y SEGUIMIENTO	REDUCCIÓN DE ACTIVIDAD	BLINDAJES	MONITORIZACIÓN REMOTA	FORMACIÓN	CAMBIOS DE DISEÑO	CONSERVACIÓN
CO-CA-01 FUNCIONES DEL COMITÉ ALARA	CO-R-01 REFUERZO ORGANIZACIÓN DEL SPR	GT-PT-01 PRESUPUESTO SEMANAL Y PROPIEDAD DE LA DOSIS	GT-ETLA-01 CENTRO DE CONTROL DE RECARGA	TF-MEC-01 DESMINERALIZADORES SUMERGIBLES EN CAVIDAD	TF-CS-01 PARAMETROS INFLUYENTES EN EL TÉRMINO FUENTE	TF-RA-01 VISIBILIDAD DESCONTAMINACIÓN QUÍMICA	TF-B-01 INSTALACIÓN BLINDAJES PERMANENTES RECARGA	H-MR-01 TELEDOSIMETRÍA	H-F-01 REFUERZO FORMACIÓN CURSO ALARA Y CONTROL CONTAMINACIÓN	MP-CD-01 VALORACIÓN RELAJACIÓN SI	MP-C-01 SUSTITUCIÓN DE ANDAMIOS TEMPORALES
CO-CA-02 CAMPARAS "CADA MICROSEVERT CUENTA" Y CONTROL CONTAMINACIÓN	CO-R-02 INCORPORACIÓN PERSONAL ALARA EN RECARGA CON ANTELACIÓN	GT-PT-02 GRUPOS PREPARACIÓN TRABAJOS EN RECARGA	GT-ETLA-02 PROCEDIMIENTO REGULACIONES PTR'S	TF-MEC-02 ESTUDIO FUENTES DE COBALTO AL NÚCLEO	TF-CS-02 PROGRAMA DE INYECCIÓN DE METALES NOBLES	TF-RA-02 LIMPIEZA DE TOBERNAS A INSPECCIONAR EN RECARGA	TF-B-02 INSTALACIÓN BLINDAJES PERMANENTES OPERACIÓN NORMAL	H-MR-02 USO DE MAQUINARIA REMOTA	H-F-02 ENTRENAMIENTO EN MAQUETAS	MP-CD-02 CERTIFICACIÓN DE TAPONES DE RECIRCULACIÓN	MP-C-02 PROYECTO ADECUACIÓN DE CUBÍCULOS
CO-CA-03 RECURSO DE RED CON INFORMACIÓN DOSIMÉTRICA		GT-PT-03 PLANES ALARA PARA CONTRATISTAS	GT-ETLA-03 REUNIONES ALARA Y CONTROL DE LA CONTAMINACIÓN POST-TRABAJO	TF-MEC-03 GESTIÓN DE REPUESTOS SIN COBALTO	TF-CS-03 VIOLANCIAS RADIOLÓGICAS EN POZO SECO Y PLANTA RECARGA	TF-RA-03 DISPONIBILIDAD SISTEMA PURIFICACIÓN RWCU	TF-B-03 INSTALACIÓN BLINDAJES TEMPORALES	H-MR-03 MODELIZACIÓN 3D DE LA PLANTA	H-F-03 FORMACIÓN ALARA PARA SUPERVISORES E INGENIEROS	MP-CD-03 PROCESO DE TENSIONADO DE PERNOS DE TAPA DE VASIA	
CO-CA-04 FIGURA DEL CAMPEÓN ALARA		GT-PT-04 PROCEDIMIENTO PLANIFICACIÓN TRABAJOS ALARA Y CONTROL CONTAMINACIÓN	GT-ETLA-04 CAUSA RAÍZ DESGASTE B33F067A	TF-MEC-04 PROGRAMA DE DESCOBALTIZACIÓN	TF-CS-04 FIABILIDAD DEL COMBUSTIBLE	TF-RA-04 DESCONTAMINACIÓN DE LA CAVIDAD		H-MR-04 ADQUISICIÓN DE DISPOSITIVOS DE GRABACIÓN Y COMUNICACIÓN		MP-CD-04 PROYECTO NUEVO TALLER CALIENTE Y DE DESCONTAMINACIÓN	
CO-CA-05 INFORMACIÓN DOSIMÉTRICA A EJECUTORES		GT-PT-05 GUÍA DE COORDINACIÓN DE RECARGA		TF-MEC-05 PARTICIPACIÓN EN GRUPOS DE EPR		TF-RA-05 LIMPIEZA DE LOS TUBOS DE LOS PRM'S		H-MR-05 CÁMARAS DE VISIÓN REMOTA		MP-CD-05 MEJORAS EN EL PROCESO DE RESIDUOS	
		GT-PT-06 INCLUSIÓN NUEVOS SISTEMAS EN REGLA DE MANTENIMIENTO				TF-RA-06 LIMPIEZA DE PLATAFORMAS Y FONDOS DE PISCINAS				MP-CD-06 MEJORAS INSTRUMENTACIÓN TUBO TRANSFERENCIA	
						TF-RA-07 ELIMINACIÓN DE PUNTOS CALIENTES				MP-CD-07 MEJORA DEL SISTEMA DE TRATAMIENTO DE CONDENSADO	
						TF-RA-08 VIGILANCIAS RADIOLÓGICAS TRAS TRASVASES DE AGUA					

Figura 3. Plan de acción del Plan director de reducción de dosis – Año 2013.



Figura 4. Distribución de las acciones del Plan director de reducción de dosis.

INDICADORES DE RESULTADOS DEL PROGRAMA ALARA

La estructura del panel de indicadores, al igual que el plan de acción, también es piramidal: hay un indicador general que se alimenta de los cinco indicadores de segundo nivel, que a su vez se calculan a partir de los veinte indicadores específicos. Cada uno de los indicadores tiene un peso específico y se definen los umbrales para valorarlos como “excelente”, “bien”, “mejorable” y “satisfactorio”, siguiendo las recomendaciones de INPO³-WANO⁴.

Todos los indicadores de resultados se actualizan mensualmente, informando al Equipo de Dirección y al Comité ALARA de las tendencias observadas (Figura 5).

ACCIONES SIGNIFICATIVAS DEL PROGRAMA ALARA

Compromiso de la organización

Dentro del pilar “Compromiso de la Organización” merece la pena destacar las campañas informativas que se realizan de manera periódica en CN Cofrentes, recordando la expectativa de reducción de dosis y control de la contaminación en planta. Una de las campañas que mejor acogida ha tenido ha sido el “Reloj de la dosis”, mediante el cual se informaba diariamente de la dosis colectiva de la recarga y la desviación con respecto a la dosis estimada (Figura 6).

³INPO: *Institute of Nuclear Power Operations*. Entidad participada por la industria nuclear americana tras el accidente de la central nuclear de la Isla de las 3 Millas que promueve los mayores niveles de seguridad y fiabilidad y la excelencia en la operación de las centrales nucleares americanas para fines comerciales.

⁴WANO: Asociación mundial de operadores nucleares (*World Association of Nuclear Operators*) creada tras el accidente de Chernobyl que reúne a todos los países y compañías en el mundo que operan centrales nucleares con fines comerciales para alcanzar los mayores estándares posibles de seguridad nuclear.

INDICADOR GENERAL DEL PLAN DIRECTOR REDUCCIÓN DE DOSIS				
CONTROL EXPOSICIÓN OCUPACIONAL	RESULTADOS DOSIS INDIVIDUAL Y COLECTIVA	CONDICIONES RADIOLÓGICAS PLANTA	CONTROL DE LAS CONTAMINACIONES PERSONALES	SEGUIMIENTO TÉRMINO FUENTE
Ocurrencias Zonas Acceso Prohibido	Dosis Colectiva Acumulada Anual	Porcentaje contaminación cubículos ZC y PLI	Contaminaciones Externas con Asistencia en Sala Descontaminación	Relación Co-60/Zn
Ocurrencias Zona Permanencia Reglamentada	Dosis Individual Máxima Acumulada	Reclasificaciones al alza por aumento de tasa de dosis	Contaminaciones Dosis Piel	Fiabilidad Combustible
Exposiciones No Planificadas	Dosis Colectiva Acumulada Anual Trabajos Residuos		Contaminaciones Externas con Asistencia de los Servicio Médicos	Puntos BRAC
	Dosis Individual Máxima Acumulada Residuos		Contaminaciones Internas	Funcionamiento Ponderado Sistemas Relevantes
	Dosis Colectiva Recarga			Número Disparos Sistema Inyección Hidrógeno
	Dosis Individual Máxima Recarga			

Figura 5. Indicadores de resultados del Plan director de reducción de dosis.

Gestión de trabajos

Uno de los aspectos fundamentales para reducir la dosis es la mejora en la planificación de los trabajos (pilar “Gestión de trabajos”). En este sentido, y aprovechando la experiencia de las centrales americanas, se han creado distintos grupos de trabajo multidisciplinares cuya función es la de mejorar la planificación de las recargas, de manera que los trabajos sean conocidos por toda la organización con antelación suficiente.

Esta ha sido una de las acciones más relevantes desde el pasado año 2013, y en concreto la recarga 19 ha estado compuesta por ocho grupos operacionales y 7 grupos transversales, con representación por parte del servicio de protección radiológica en la mayoría de ellos (Figura 7).

Término fuente

Uno de los puntos críticos que condiciona los resultados radiológicos de las recargas es la evolución del término fuente. En la central nuclear de Cofrentes se vigilan multitud de parámetros que permiten valorar dicha evolución, siendo los más significativos los niveles de radiación en los lazos de recirculación (B33⁵) y en el sistema de purificación del agua del reactor (G33⁶).

Tal y como se observa en el gráfico adjunto, el grado de recontaminación después de una descontaminación química del sistema de purificación del agua del reactor es mucho más elevado al del sistema de recirculación, hecho asociado al material de cada uno de los sistemas, acero al carbono y acero inoxidable respectivamente (Figura 8).

⁵B33: Sistema primario de los reactores BWR. Es el sistema de recirculación de agua del reactor.

⁶G33: Sistema de purificación del agua del reactor.



Figura 6. Campañas de comunicación ALARA, control de la contaminación y reloj de la dosis de la recarga.

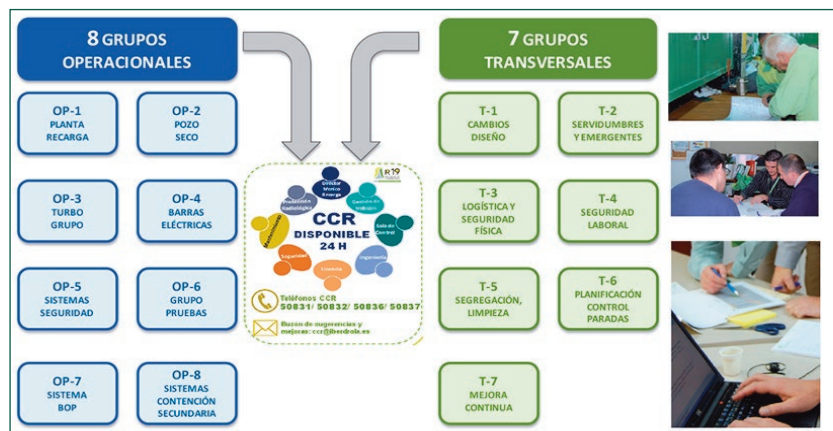


Figura 7. Organización de los grupos de preparación de recargas.

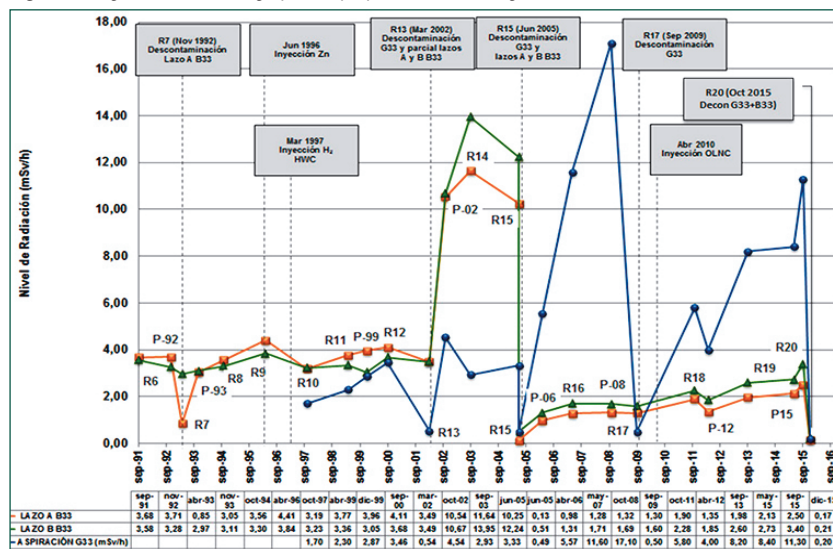


Figura 8. Evolución del término fuente en la central nuclear de Cofrentes.

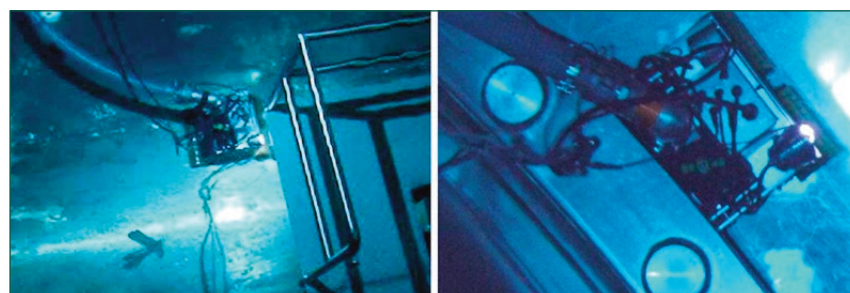


Figura 9. Sistema de filtrado local en el fondo de las piscinas.

Asimismo, dentro del pilar del “Control y seguimiento del término fuente” se pueden destacar las siguientes actividades como significativas desde el punto de vista radiológico.

Una de las acciones más exitosas ha sido la retirada de la actividad depositada en los fondos de las piscinas, utilizando sistemas de filtrado auxiliar local y mediante un sistema de filtrado accionado mediante monitorización remota. Los beneficios de este último sistema es que el sistema robotizado permite acceder a todo tipo de zonas en cavidad, incluso con cierta inclinación, por ejemplo en la tapa del pozo seco⁷ (Figura 9).

En las últimas recargas también han sido implantadas acciones de limpieza y flushing⁸ de zonas críticas para reducir los niveles de radiación en el área de trabajo. Ejemplos de esta actividad son la limpieza de las toberas a inspeccionar en la recarga y la limpieza de los tubos secos de los PRM⁹, que permite reducir los niveles de radiación de manera considerable en el pedestal. Los resultados obtenidos en la última recarga de combustible se muestran en la Figura 10.

El programa de blindajes temporales y permanentes es una de las acciones clave del Plan Director de Reducción de Dosis. Actualmente hay más de 50 toneladas de plomo instaladas en toda la central, de las cuales más de 25 toneladas se encuentran instaladas permanentemente en el pozo seco (Figura 11).

Una de las acciones llevadas a cabo durante la recarga 20 (año 2015) fue la descontaminación química del sistema de recirculación (B33) y del sistema de limpieza de agua del reactor (G33). Los resul-

⁷Pozo seco: Recinto blindado no inundable situado dentro del edificio de contención de los reactores BWR que aloja a la vasija y al sistema de recirculación.

⁸Flushing: Limpieza a presión de una tubería normalmente con agua.

⁹PRM: Power Range Monitor (monitor de rango de potencia). Tipo de instrumentación neutrónica de los reactores BWR insertada en el núcleo del reactor.

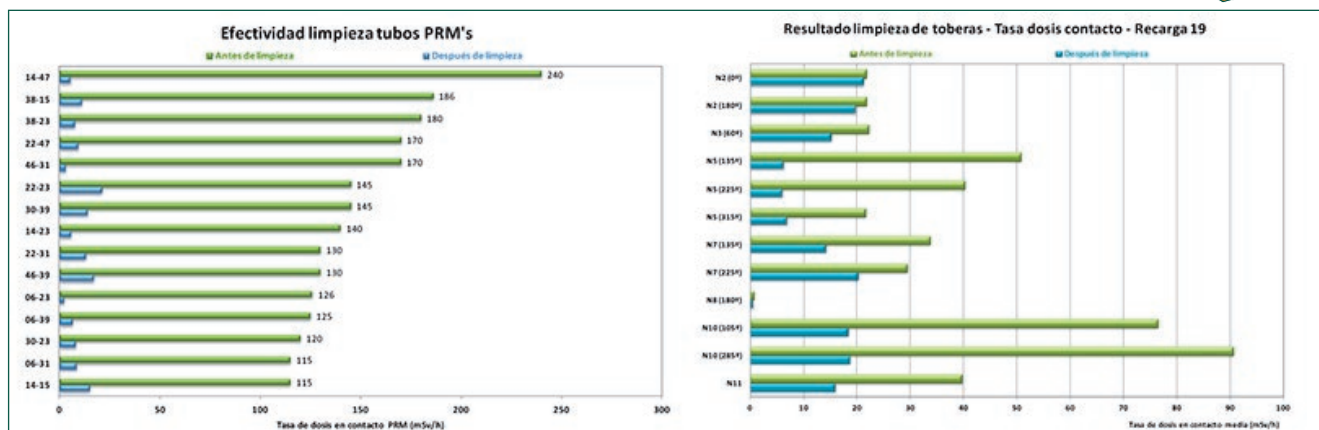


Figura 10. Resultados de la limpieza de las toberas y de los tubos secos de los PRM.



Figura 11. Programa de blindajes temporales y permanentes.

datos de dicha descontaminación se muestran en las Figuras 12 y 13. El factor de descontaminación "decon factor"¹⁰ se define como el cociente entre la tasa de dosis en contacto inicial y final.

Herramientas

La mejora continua en los equipos de inspección en zonas de alta dosis forma parte del pilar "Herramientas" y su desarrollo es fundamental para reducir la dosis individual asociada a estas tareas.

Forma parte de la política ALARA de Cofrentes el uso del sistema de teledosimetría. En concreto en las recargas de CN Cofrentes se suelen emplear en los siguientes trabajos: inspección de toberas/tuberías, limpieza tubos secos PRM, cambio de 30 CRD¹¹, cambio LPRM¹², revisión SRM¹³-IRM¹⁴, trabajos válvulas de lazos de recirculación, diagnosis de válvula del sistema de purificación del agua del reactor y

¹⁰Decon factor: Factor de descontaminación, definido como el cociente entre la tasa de dosis en contacto inicial y final.

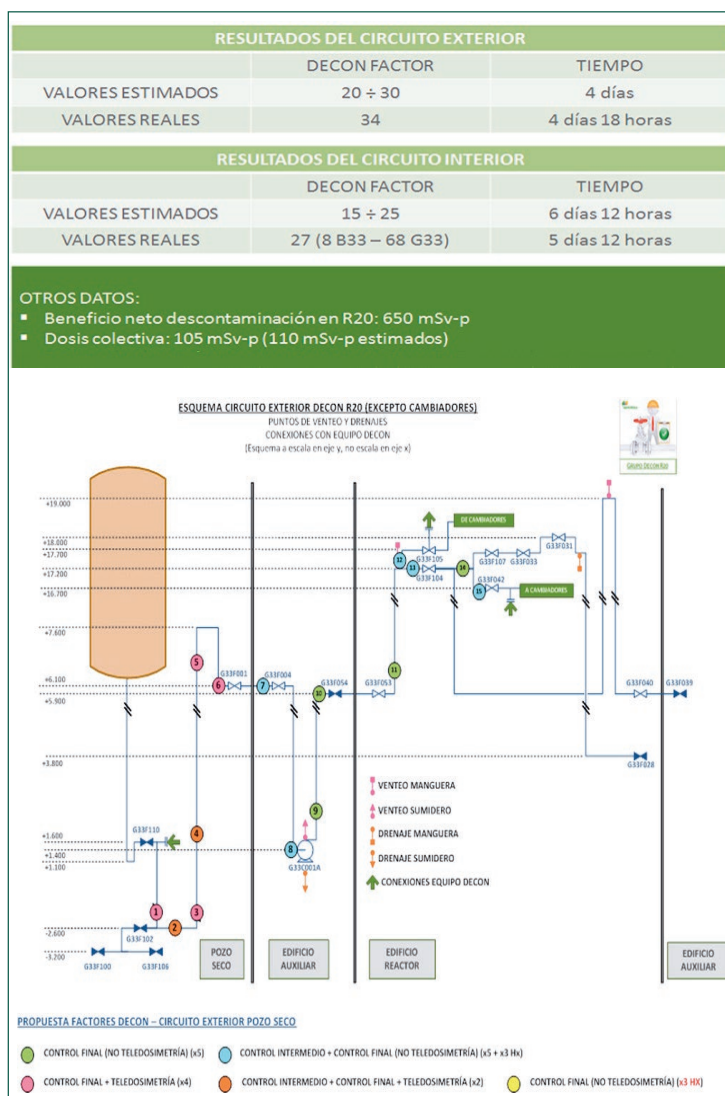


Figura 12. Circuito de la descontaminación exterior y puntos de medida de tasa de dosis.

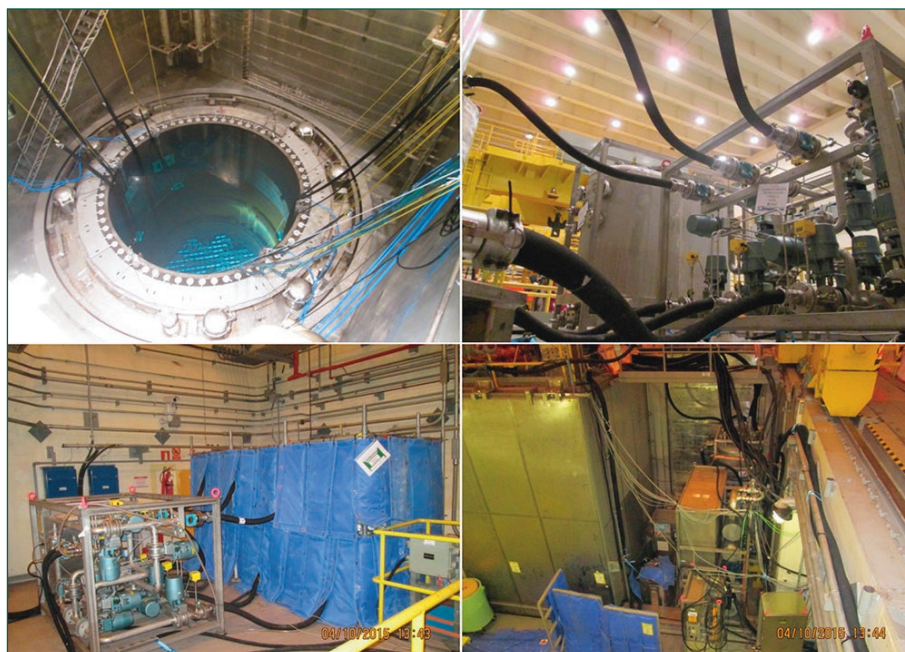


Figura 13. Conexiones Equipo Descontaminación.

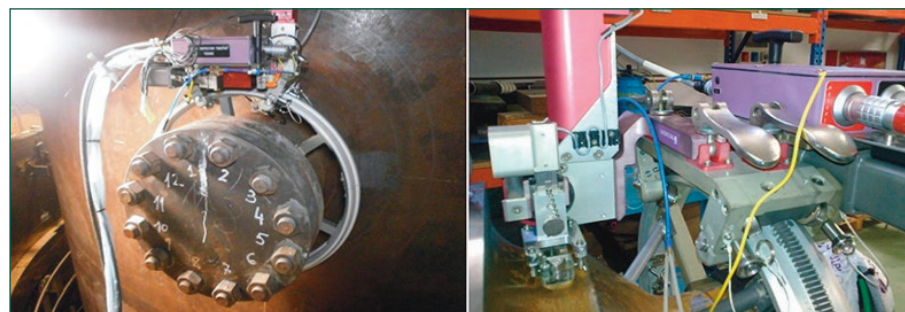


Figura 14. Mejoras en los equipos de inspección de toberas y tuberías.



Figura 15. Interfaz del modelo foto-realista y puesto de información en el acceso al pozo seco.

escaneado para modelización 3D de la planta en pozo seco.

También se han desarrollado mejoras significativas para la última recarga en los equipos empleados para la inspección

¹¹CRD: Mecanismos de accionamiento de las barras de control.

de toberas y tuberías, reduciendo la cantidad de herramientas necesarias para realizar los ajustes de los equipos en zonas de alta radiación, así como también la cantidad de cables asociados a los mismos. Este hecho, entre otros como formación de los operarios y la efectividad de la limpieza de las toberas, ha supuesto que la dosis colectiva de estos trabajos se haya reducido entorno a un 20%-25% con respecto a otras recargas con alcance similar (Figura 14).

La central nuclear de Cofrentes tiene desarrollada la herramienta del modelo foto-realista en diferentes zonas de alta radiación. Esta herramienta permite la visualización en tres dimensiones de las zonas escaneadas (pozo seco, túnel de vapor, planta de recarga, cubículos en turbinas y calentadores), realizar medidas a escala real, detectar interferencias y mejorar la planificación de los trabajos.

Además, en las últimas recargas se han instalado en la puerta del pozo seco pantallas de televisión para poder consultar las ubicaciones desde la zona de baja radiación (Figura 15).

Adicionalmente, durante las últimas recargas se han instalado seis cámaras IP en distintos puntos del pozo seco, permitiendo el control radiológico y supervisión de los trabajos seleccionados desde la zona de baja radiación. También, se han adquirido cinco equipos de comunicación audio-vídeo para su uso dentro del pozo seco, permitiendo la reducción de entradas y personas en el mismo (Figura 16).

¹²LPRM: Instrumentación neutrónica de los reactores BWR insertada en el núcleo del reactor que vigila localmente el rango de potencia.

¹³SRM: Instrumentación neutrónica de los reactores BWR insertada en el núcleo del reactor que vigila el rango más bajo de potencia nuclear.

¹⁴IRM: Instrumentación neutrónica de los reactores BWR insertada en el núcleo del reactor que vigila el rango intermedio de potencia nuclear.



Figura 16. Cámaras IP para supervisión de trabajos en zona de baja radiación y sistemas audio-vídeo.



Figura 17. Mejora de los cubículos de la planta.

Mejoras planta

En cuanto a las "Mejoras de la planta", la central nuclear de Cofrentes está inmersa en un programa continuo de mejora de los cubículos, tanto desde el punto de vista de acondicionamiento a la normativa laboral como desde la mejora de la accesibilidad a distintos componentes mediante

la instalación de plataformas fijas (Figura 17).

EL RETO ALARA CONTINÚA

La central nuclear de Cofrentes se encuentra al principio de un largo camino ALARA por recorrer, y para alcanzar los resultados de reducción de dosis sigue siendo necesaria la participación e involucración de toda la organización, implantando

las lecciones aprendidas propias de Cofrentes, mejorando en la planificación de los trabajos, analizando la experiencia operativa del resto de centrales españolas y a nivel mundial, y siguiendo con la actitud cuestionadora propia de los trabajadores de Cofrentes, con el fin de que día a día hagamos las cosas cada vez mejor.



30 mayo - 2 junio 2017 en Valencia, España

6th INTERNATIONAL CONFERENCE ON EDUCATION AND TRAINING IN RADIOLOGICAL PROTECTION

www.etrp2017.org

EL EVENTO INTERNACIONAL MÁS DESTACADO SOBRE LOS TEMAS RELATIVOS A LA EDUCACIÓN Y ENTRENAMIENTO EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, QUE SE CELEBRA CADA CUATRO AÑOS. ¡EN ESTA OCASIÓN, ES EN VALENCIA! ¡NO TE LO PIERDAS!

Organizado por:



En colaboración con:



Programa ALARA y actividades de protección radiológica en la sustitución de la tapa de la vasija en C. N. Vandellós II

Anna Prim Pujals¹, Alexis Ribas Goset², Íñigo Vildosola Hernández³

¹Jefe Protección Radiológica de C.N. Vandellós II.

²Técnico ALARA Operacional de C.N. Vandellós II.

³Jefe ALARA Operacional de C.N. Vandellós II.

RESUMEN: La sustitución de la tapa de la vasija en CN Vandellós II ha sido un reto significativo a nivel de Protección Radiológica, dada la magnitud del proyecto en las diferentes fases, las condiciones radiológicas de la tapa de la vasija y su potencial impacto en áreas exteriores. Desde el punto de vista ALARA, los aspectos clave que han conducido al éxito del proyecto han sido tanto el trabajo en equipo entre los directores de proyecto, ejecutores y el departamento de Protección Radiológica, como la comunicación efectiva a través de toda la organización.

ABSTRACT: The Vessel Head replacement in Vandellós II NPP has been a significant Radiological Protection challenge, given the size of the project in its different phases, the radiological conditions of the Vessel Head and its potential impact on the outdoor areas of the site. From the ALARA point of view, the key aspects to the success of the project have been the teamwork among project managers, implementers and Radiological Protection, followed by an effective communication through the whole organization.

Palabras clave: central nuclear, ALARA, dosis trabajadores, tapa vasija.

Keywords: nuclear power plant, ALARA, doses to workers, vessel head.

INTRODUCCIÓN

Durante la 20ª Recarga de C.N. Vandellós II se llevó a cabo la sustitución de la tapa de la vasija del reactor. En este artículo se presentan las actividades ALARA¹ y del Servicio de Protección Radiológica que realizaron durante todo el proyecto para asegurar la minimización del impacto radiológico durante todas las fases de proyecto.

En este artículo se describe:

- El motivo del cambio de la tapa de la vasija.
- Los datos radiológicos sobre la evolución de la tasa de dosis en la tapa de la vasija.
- Las diferentes fases del proyecto, los retos y los resultados de dosis obtenidos.
- Los puntos clave que han significado el éxito en el cambio de la tapa de la vasija en C.N. Vandellós II.

MOTIVO DEL CAMBIO DE LA TAPA DE LA VASIJA

El cambio de la tapa de la vasija en C.N. Vandellós II vino motivado por la Experiencia Operativa Internacional en fenómenos de agrietamientos por corrosión debido a estrés

(PWSCC²) experimentados en el Inconel 600 de las soldaduras de las penetraciones para los mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRDM³), detectados en las tapas de vasijas de reactores PWR⁴ de todo el mundo. En este sentido, la tapa de C. N. Vandellós II estaba construida con materiales susceptibles de sufrir este fenómeno. La central ha monitorizado el estado de estas penetraciones desde su puesta en funcionamiento y nunca se han encontrado indicios de *cracking* o agrietamiento, no obstante, de forma proactiva, C.N. Vandellós II, decide reemplazar su tapa en la 20ª Recarga de combustible, sustituyéndola por una tapa nueva forjada en una estructura de monobloque, donde el Inconel 600 se sustituye por Inconel 690. Adicionalmente, en el nuevo diseño se implementan algunas mejoras.

DATOS RADIOLÓGICOS DE LA TAPA DE LA VASIJA

Uno de los principales retos ALARA a los que se enfrenta el proyecto es la tendencia creciente de la tasa de dosis que genera la misma tapa en sus penetraciones de los CRDM y

¹ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*): se emplea como locución adjetiva para calificar los criterios de diseño o las prácticas que dan lugar a exposiciones tan bajas como sea razonable conseguir, teniendo en cuenta criterios técnicos y económicos.

²PWSCC (*Primary water stress corrosion cracking*): fenómeno de agrietamiento intergranular de aleaciones de base de níquel en condiciones de agua del refrigerante en reactores PWR.

³CRDM (*Control rod driving mechanism*): mecanismo de accionamiento del haz de barras de control.

⁴PWR (*Pressurized water reactor*): reactor de agua a presión.

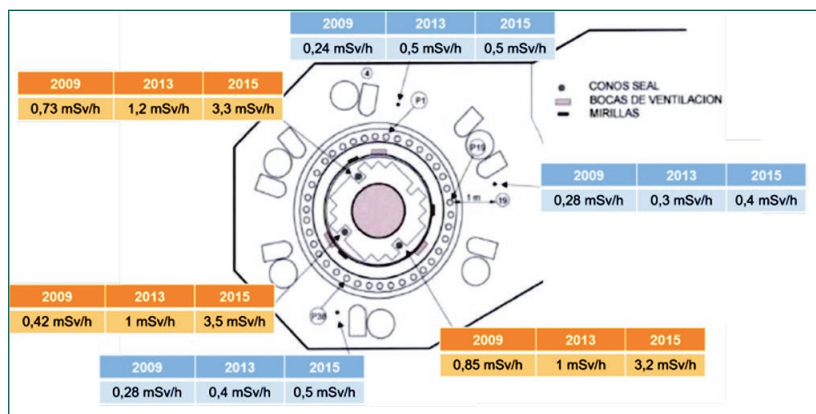


Figura 1. Evolución de la tasa de dosis en la tapa de la vasija y áreas de influencia.

Actividad	Carga de trabajo h*p	Dosis colectiva (mSv*p)		
	Invertidas	Estimada	Reestimada	Recibida
Montaje elementos reutilizables	1091	3	1	1,271

Tabla 1. Carga radiológica en la primera fase del proyecto.

su área de influencia. Se registran incrementos significativos de deposición de productos de corrosión en las zonas de los sellos cónicos (*conoseal*) en el periodo de 2009 a 2015, que suponen duplicar el valor de tasa de dosis en el área de influencia. En la Figura 1 se puede observar dicha evolución.

FASES DEL PROYECTO

El proyecto se planteó en diferentes fases para gestionar las estimaciones de dosis y los recursos ALARA y de Protección Radiológica. Entre los años 2012 y 2015 se acometieron una serie de modificaciones previas en la planta requeridas para el cambio de la tapa, en la 20ª Recarga (abril-junio de 2015) se realizó la sustitución de la tapa de la vasija y en noviembre de 2015 se procedió al corte de los CRDM y almacenamiento de la tapa sustituida en el Almacén de Residuos Radiactivos.

Las fases principales del Proyecto fueron:

- Modificaciones en planta.
- Actuaciones en la tapa nueva.
 - Instalación de los nuevos CRDM en el Edificio de Combustible.
 - Transporte de la tapa nueva a contención.
 - Instalación de elementos reutilizables en la tapa nueva.
- Actuaciones en la tapa sustituida (Fase 1).
 - Retirada de los elementos reutilizables de la tapa sustituida.
 - Transporte de la tapa sustituida al Edificio de Combustible.
 - Acopio de la tapa sustituida en el Edificio de Combustible.

- Actuaciones en la tapa de la vasija sustituida (Fase 2).
 - Desenroscado de los CRDM y acondicionamiento de los mismos en el Edificio de Combustible.
- Transporte de la tapa sustituida y de los contenedores de los CRDM al Almacén de Residuos Radiactivos.

En primer lugar, las modificaciones de la planta, incluyendo la instalación de una nueva plataforma en la esclusa de equipos, ampliación de la puerta de combustible y modificaciones en el Almacén de Residuos para poder acopiar la tapa en el mismo. La carga de trabajo de estas modificaciones fue de 2400 h*p y la dosis colectiva recibida fue de 6,5 mSv*p.

Antes de la recarga, se realizaron actuaciones sobre la tapa nueva, sin riesgo radiológico significativo, todos los componentes eran nuevos o sin contaminación (no se emplearon CRDM reutilizados). Con la tapa nueva en el Edificio de Contención, la única actividad con carga radiológica fue el montaje de los elementos reutilizables en la tapa nueva.

Los resultados obtenidos en estos trabajos se muestran en la Tabla 1.

En la Figura 2 se muestra una imagen del traslado de la tapa nueva.

Con la tapa a sustituir en contención se realizó una de las actividades con una mayor carga radiológica, consistente en la retirada de elementos reutilizables de la tapa. En particular, se requería desmontar el escudo, la placa sísmica, el *lifting* y, finalmente, desmontar las bobinas de los DRPI⁵ (meca-

⁵DRPI (*Digital Rod Position Indication System*): Sistema digital de indicación de posición de barras de control.



Figura 2. Tapa nueva en Combustible, lista para su traslado.

nismos de control de barras). En días previos al inicio de las maniobras, se decidió mantener el escudo hasta el final del desmontaje, lo que permitió la instalación de blindajes en forma de mantas de plomo. Este blindaje adicional supuso una reducción del 50% de la tasa de dosis en las áreas de trabajo y de un 70% de reducción de la tasa de dosis en el área alrededor de la tapa de la vasija. Estas reducciones llevaron a un ahorro de dosis colectiva en 9 mSv por persona.

Por otro lado, se había decidido durante el proyecto que no se retirara el aislamiento por su elevado coste radiológico. En los movimientos con la tapa nueva se observó que parte del mismo interfería en las maniobras de transporte, por lo que se procedió a su retirada parcial.



Figura 3. Disposición de blindajes en el escudo.



Figura 4. Distribución de andamios y desmontaje de bobinas DRPI.

Las actividades de andamiaje fueron significativas. Se montaron dos torres de, aproximadamente, ocho metros de altura para permitir la retirada de las bobinas. Para minimizar la dosis colectiva, se instalaron blindajes en la parte inferior de la tapa de la vasija que supusieron una disminución de las tasas de dosis en las zonas de trabajo próximas hasta 50 $\mu\text{Sv/h}$, aproximadamente. En las Figuras 3 y 4 se muestra la situación de los blindajes sobre el escudo y la retirada de las bobinas de los DRPI.

Actividad	Carga de trabajo (h*p)	Dosis colectiva (mSv*p)		
	Invertidas	Estimada	Reestimada	Recibida
Desmontaje parcial del aislamiento	35	10	10	9,293
Desmontaje partes reutilizables	594	34	22	21,439
Andamiaje	621	8	8	8,105
Blindaje	54	1	5	4,715

Tabla 2. Carga radiológica en la retirada de elementos reutilizables de la tapa.

El coste radiológico de esta fase del proyecto se muestra en la Tabla 2.

En la fase de volteo y traslado de la tapa, las medidas de reducción de dosis se implementaron mediante la instalación de blindajes en las zonas de las orejetas de izado de la tapa, entre la misma tapa y la estructura de volteo. Esta medida consiguió reducciones de alrededor del 50% de la tasa de dosis en el área de trabajo. No obstante, el ahorro de la dosis colectiva más significativo se obtuvo durante el traslado de la tapa entre el Edificio de Contención y el Edificio de Combustible: la estimación del tiempo inicial fue de 36 horas y el trabajo se ejecutó finalmente en ocho horas.

El traslado de la tapa fue complejo debido a que la esclusa de equipos de contención, está localizada a 14 metros del nivel de suelo (Figura 5).

Antes de la salida de la tapa de la vasija sustituida del Edificio de Contención, se cubrió totalmente con una cubierta de lona fabricada especialmente para ello. Se realizaron más de 100 frotis para asegurar la ausencia de contaminación superficial desprendible, requeridos por el procedimiento específico creado para el control radiológico en el traslado de la tapa de la vasija.

Para evaluar el impacto de la tasa de dosis del traslado de la tapa de la vasija por áreas exteriores, previamente se realizaron cálculos para determinar las distancias donde las tasas de dosis previstas pudieran superar los 0,5 $\mu\text{Sv/h}$. En la Figura 6 se puede observar el impacto calculado en las



Figura 5. Salida de la tapa por la Esclusa de Equipos.

áreas exteriores durante el traslado de la tapa de la vasija. Los vértices de las líneas rojas indican el alcance de las áreas impactadas en el recorrido de la tapa a lo largo de su traslado.

Con estos cálculos, se determinaron zonas potencialmente afectadas, que fueron evacuadas antes del inicio del movimiento de la tapa, incluyendo las oficinas de mantenimiento próximas.

Para el control de la tasa de dosis durante el traslado de la tapa, se instaló un sistema de control remoto de la dosis y tasa de dosis, mediante un sistema de teledosimetría compuesto por 16 dosímetros y sus correspondientes transmisores. Además, 6 TLD⁶ se instalaron en ubicaciones clave para poder ser leídos a posteriori.

En la Figura 7 se muestran las tasas de dosis medidas con el sistema de teledosimetría durante el traslado de la tapa. Los círculos rojos indican los puntos de acceso al área restringida controlados por PR.

Para el control de este traslado, el equipo humano de PR constó de: ocho monitores ALARA, dos supervisores de PR (interior/ exterior de contención), cuatro técnicos para el control de la teledosimetría y la Jefatura de PR.

⁶TLD (*Thermo-Luminescent Dosimeter*) Dosímetro termoluminiscente.



Figura 6. Áreas exteriores afectadas por el traslado de la tapa.



Figura 7. Tasas de dosis medidas durante el traslado de la tapa sustituida por áreas exteriores.

Una vez la tapa en el Edificio de Combustible, un blindaje preinstalado en el interior del edificio se empleó para minimizar la tasa de dosis en las áreas colindantes. Adicionalmente un cerramiento temporal impedía el acceso a las zonas de mayor tasa de dosis en la tapa.

La tapa de la vasija retirada permaneció cinco meses en el Edificio de Combustible. Previamente se tomaron medidas preventivas para minimizar su impacto radiológico en áreas exteriores. La actuación más visible fue la instalación de bloques de hormigón de 1 m³ (aprox.) en el portón Norte con el fin de reducir la tasa de dosis a valores inferiores a 0,5 µSv/h en el exterior del edificio.

Además, la presencia de la tapa sustituida en el Edificio de Combustible, fue tomada en cuenta en la planificación de trabajos en el edificio, requiriéndose la implementación de cambios temporales en las alarmas de los monitores de área para evitar alarmas permanentes.

En la fase de desmantelamiento de la tapa de la vasija en el Edificio de Combustible, durante la preparación del desmontaje de los CRDM, se identificaron mejoras significativas relativas a la localización de los diferentes equipos:

- En primer lugar, el área de trabajo se blindó para minimizar la influencia de la tapa de la vasija, ubicada 10 metros más abajo. La tasa de dosis se redujo en 5 $\mu\text{Sv/h}$.
- Los pupitres de los equipos de corte fueron desplazados del área de almacenamiento de los CRDM.

Finalmente, el desmontaje de los CRDM finalizó dos días antes de lo programado. La combinación de estos factores supuso una significativa reducción de la dosis colectiva.

La tasa de dosis media de los CRDM fue de 850 $\mu\text{Sv/h}$ en contacto y 130 $\mu\text{Sv/h}$ a un metro. La contaminación superficial desprendible fue por debajo de los 4 Bq/cm² en todos los casos. En la Tabla 3 se muestran los resultados dosimétricos de esta fase del proyecto.

Finalmente se programó el traslado de la tapa sustituida y de los contenedores con los CRDM a su acopio en el Almacén de Residuos Radiactivos. Se estimaron las áreas potencialmente afectadas y que debían ser evacuadas *a priori*. En

Actividad	Carga de trabajo (h*p)	Dosis colectiva (mSv*p)	
	Invertidas	Estimada	Recibida
Andamiaje	178	12	7,988
Corte CRDM	1465	26	11,161
Descontam.	290	1,7	2,787
Blindaje	47	1,5	2,283

Tabla 3. Carga radiológica en los trabajos de desmontaje de CRDM en Combustible.

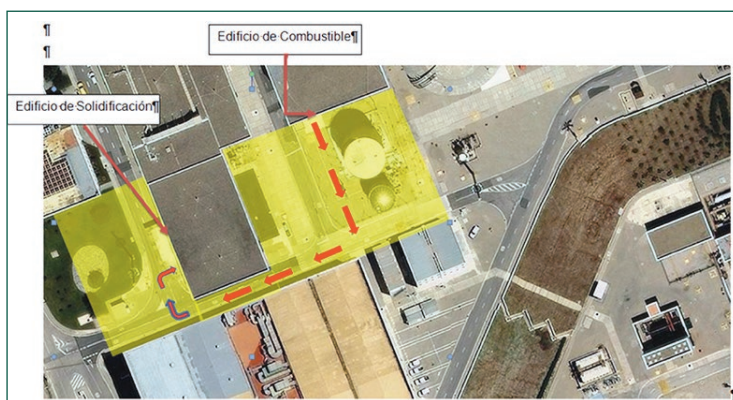


Figura 8. Evaluación del impacto del traslado de la tapa sustituida a Almacén Residuos.



Figura 9. Entrada de la tapa en el Almacén de Residuos.



Figura 10. Tasas de dosis registradas en el traslado de la tapa al Almacén de Residuos.

la Figura 8 podemos observar el trayecto de la tapa de la vasija y de los contenedores con los CRDM desde el Edificio de Combustible al Almacén de Residuos y las áreas potencialmente afectadas y que debían ser evacuadas *a priori*.

La baja tasa de dosis registrada en los CRDM y sus contenedores obligó a reestimar la dosis colectiva en dicho traslado.

En la Figura 9 se puede ver una imagen de la tapa entrando en el Almacén de Residuos. El tiempo de traslado de la tapa fue de, aproximadamente 12 horas, coincidiendo con el fin de semana para minimizar el impacto en las actividades de planta.

Para esta fase de la actividad, el equipo humano de PR estuvo formado por: cuatro monitores ALARA, un supervisor, dos técnicos para el control de la teledosimetría y Jefatura de PR.

Actividad	Carga de trabajo (h*p)	Dosis colectiva (mSv*p)		
	Invertidas	Estimada	Reestimada	Recibida
Traslado al Almacén de Residuos Sólidos	1983	37,9	22	15,388

Tabla 4. Carga radiológica durante el traslado al Almacén de Residuos.

Actividad	Carga de trabajo (h*p)	Dosis colectiva (mSv*p)		
	Invertidas	Estimada	Reestimada	Recibida
Montaje de las partes reutilizables	1091	3	1	1,271
Desmontaje de las partes reutilizables y trabajos auxiliares	1304	53	45	43,552
Preparación y traslado de la tapa sustituida al Edificio de Combustible	1299	49	29	28,897
Desmontaje y acondicionamiento CRDM en el Edificio de Combustible	1980	41,2	-	24,219
Traslado de la tapa y los CRDM al Almacén de Residuos	1983	37,9	-	15,388
Modificaciones en Planta	2440	1,65	9,95	6,515
TOTAL	10097	185,75	164,05	119,842

Tabla 5. Carga radiológica durante todas las fases del proyecto.

En la Figura 10 se muestran los valores de tasa de dosis registrados en el movimiento de la tapa hacia el Almacén de Residuos. Los puntos rojos indican controles de acceso restringido.

La preparación de estructuras y transferencia de los 6 contenedores con los CRDM hasta el Almacén de Residuos tuvo un coste de 2,4 mSv*p.

El traslado de los seis contenedores se realizó en dos días, en lugar de los seis planificados originalmente.

Los resultados dosimétricos se muestran en la Tabla 4.

Respecto al control de la contaminación, después de cada movimiento de la tapa sustituida por las áreas exteriores, se llevó a cabo un control de la contaminación superficial en las zonas posiblemente impactadas, usando equipos de detección para grandes superficies. En ninguno de ellos se encontraron niveles de contaminación superficial.

También es remarkable que en ninguna de las actividades descritas no se produjeron incidencias de contaminación personal.

En resumen, las dosis recibidas en cada una de las fases que se han descrito se muestran en la Tabla 5.

La actividad con más alta dosis colectiva fue la de desmontar las partes reutilizables de la tapa sustituida, seguida del traslado de la tapa al Edificio de Combustible.

PUNTOS CLAVE EN EL ÉXITO DEL CAMBIO DE LA TAPA

Los buenos resultados dosimétricos obtenidos en el desarrollo del proyecto, la implantación de los principios ALARA, en particular del uso sistemático de los blindajes y una significativa reducción de los tiempos de intervención, comparado con la previsión inicial, han generado una significativa reducción en la dosis colectiva.

Respecto a la información prestada a la Organización, la estimación de dosis y resultados y las actividades principales de PR fueron presentadas y aprobadas en el Comité ALARA. Además de esta información específica, se realizó para toda la Organización una campaña de información sobre las áreas de acceso prohibido durante los traslados de la tapa.

Para concluir, se resumen aquellos aspectos que han sido claves en el desarrollo del cambio de la tapa de la vasija en C.N. Vandellós II:

- En primer lugar, la participación de PR en todas las fases del proyecto desde el diseño. El técnico de ALARA estuvo involucrado activamente en el proyecto desde el inicio.
- Con el conocimiento de las actuaciones obtenido desde el inicio del proyecto, se pudo realizar una estimación de dosis detallada y las mejoras ALARA fueron identificadas inicialmente.
- Se redactaron procedimientos específicos con instrucciones detalladas, con puntos de atención ALARA.
- Se emplearon toneladas de blindajes de diversas formas y materiales con el fin de obtener reducciones significativas de dosis colectivas.
- El control por teledosimetría que se llevó a cabo durante el traslado de la tapa se mostró efectivo para la monitorización de grandes áreas.
- Los protocolos de contaminación establecidos en los procedimientos evitaron incidencias de contaminaciones personales y la dispersión de contaminación superficial en áreas exteriores.

Finalmente, una comunicación efectiva hacia la Organización facilitó el control de las áreas exteriores y la evacuación de los edificios afectados durante el traslado de la tapa.

Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental en el entorno de las instalaciones nucleares españolas.

Nueva aplicación web para la consulta de los datos del Sistema de Vigilancia Radiológica Ambiental del CSN

A. Ortiz, P. Martínez, P. Lorente, S. Luque, I. Marugán, C. Rey, R. Salas, L. Ramos
Subdirección de Protección Radiológica Ambiental, Consejo de Seguridad Nuclear.

RESUMEN: España cuenta con un completo y consolidado sistema de vigilancia radiológica ambiental que garantiza la calidad radiológica del medioambiente en todo el territorio nacional y especialmente en el entorno de las instalaciones nucleares o radiactivas del ciclo de combustible nuclear, con objeto de proteger a la población de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. Este sistema se centra en la vigilancia radiológica del aire y de las aguas continentales y marinas, como vías primarias de transferencia de los contaminantes radiactivos al medioambiente, pero también se ocupa de otras vías secundarias como son los suelos, sedimentos, cultivos, alimentos, etc.

En el presente artículo se describirá este sistema, en lo relativo a centrales nucleares, que son objeto de la presente edición monográfica, y se presentará como novedad, la nueva aplicación informática desarrollada por el CSN para compartir la información de su base de datos de vigilancia radiológica ambiental, en cumplimiento de las funciones encomendadas a este organismo en materia de información a la población y su compromiso de transparencia.

ABSTRACT: Spain is provided with a complete and full-developed environmental radiological monitoring system which looks after the radiological quality of the environment nationwide, and especially in the vicinity of nuclear and radioactive facilities, in order to protect the population against the harmful effects of ionizing radiation. This system focuses on the monitoring of air and continental and coastal waters, as primary pathways of radionuclide transference to the environment, but also deals with other secondary routes such as soils, sediments, crops, food, etc.

This article will describe in depth this system regarding nuclear power plants and will introduce, as a novelty, the new web-based application developed by the CSN to share the information of its database, in fulfilment of the functions entrusted to this organization in terms of information to the population and of its commitment to transparency.

Palabras clave: PVRA, vigilancia radiológica ambiental, protección radiológica de público y medioambiente, aplicación web de información radiológica ambiental.

Keywords: REMP, environmental radiation protection, public and environmental radiation safety, web-based application for environmental radiological information.

INTRODUCCIÓN

Con el fin de efectuar un seguimiento de la dispersión en el medioambiente de los vertidos que realizan de modo controlado las instalaciones y para conocer y vigilar la calidad radiológica de todo el territorio nacional, se ha establecido en España un sistema de redes de vigilancia radiológica ambiental que tienen como objetivos básicos:

- Detectar la presencia y vigilar la evolución de elementos radiactivos tanto de origen natural como artificial, y de los niveles de radiación ambiental y determinar las causas de posibles incrementos de los niveles radiactivos en el medioambiente.
- Estimar el riesgo radiológico potencial para la población.
- Establecer, en su caso, la necesidad de tomar precauciones o de establecer medidas correctoras.

En el caso concreto de la vigilancia alrededor de las centrales nucleares y de las instalaciones nucleares y radiactivas

del ciclo del combustible nuclear, a los anteriores objetivos se suman:

- Garantizar el cumplimiento de los requisitos legales y reglamentarios impuestos a las instalaciones.
- Verificar la idoneidad del programa de vigilancia de efluentes –de modo que se puedan detectar eventuales emisiones inadvertidas– y de los modelos de transferencia de los radionucleidos en el medioambiente.

Para conseguir estos objetivos, el sistema de redes de vigilancia radiológica ambiental establecido en España está integrado, además de por la Red de Vigilancia Radiológica Nacional (Revira), por los **Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA)**, que constituyen las redes de vigilancia implantadas en la zona de influencia de las instalaciones, desarrollados por los titulares de las mismas.

Se podría definir el PVRA de una instalación, como el conjunto de estudios, procedimientos de muestreo, análisis



y medida, encaminados a determinar la presencia de los radionucleidos procedentes de la instalación que se vigila, en los diferentes compartimentos de los ecosistemas en los que vierte sus efluentes.

Los PVRA son responsabilidad de los titulares de las instalaciones y se establecen siguiendo las directrices del CSN, en función del tipo de instalación y de algunas características del emplazamiento tales como demografía, usos de la tierra y el agua, así como hábitos de la población.

Estos alcances han sido definidos y desarrollados de acuerdo con el marco legal y normativo existente, teniendo en cuenta las diferentes fases de la vida operativa de la instalación: preoperacional, operacional, de desmantelamiento y clausura y fase de postclausura. Desde la entrada en funcionamiento de la primera central nuclear (C.N.) española, los PVRA han ido evolucionando tanto en su alcance y desarrollo como en su control en relación con diversos factores como: su adaptación a la normativa vigente, la fase operativa de la instalación, mejoras introducidas de acuerdo al estado del arte en la detección y medida de bajos niveles de radiación incorporando la mejor tecnología disponible, y modificaciones realizadas en situaciones excepcionales derivadas de incidentes de operación o accidentes nucleares ocurridos fuera de nuestras fronteras.

El CSN, en virtud de las funciones que tiene legal y reglamentariamente encomendadas en la Ley de Energía Nuclear [1] y Ley de creación del CSN [2], lleva a cabo la evaluación y la vigilancia del impacto radiológico ambiental de las instalaciones, ejerciendo un control regulador mediante la realización de inspecciones periódicas, la evaluación de los datos obtenidos y la realización de un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental Independiente (PVRAIN), bien de modo directo o mediante encomienda a las comunidades autónomas, que se superpone a la vigilancia que realizan los titulares, lo que permite confirmar su ejecución y supervisar la calidad de los resultados (Figura 1).

Desde la década de los ochenta, los datos radiológicos de todas las redes se evalúan y almacenan en la base de datos Keeper de vigilancia radiológica ambiental del CSN, que, con más de tres millones y medio de registros e información complementaria asociada a cada instalación, estación de muestreo, valores de referencia, etc., conforma un banco actualizado de datos medioambientales capaz de suministrar en cualquier momento niveles de referencia.

MARCO LEGAL

Los programas de vigilancia radiológica ambiental en España obedecen principalmente a los requerimientos del Título IV del Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI) [3], donde, en sus artículos 50 y 51 se establece que el titular de una práctica realizará los



Figura 1. Inspección del CSN.

estudios adecuados en cada caso, conducentes a confirmar que el riesgo de exposición a que pudiera estar sometida la población como consecuencia de sus actividades no es significativo. Para ello, en la autorización administrativa correspondiente y a la vista de los estudios realizados, se especificará si se debe disponer de un sistema de vigilancia para controlar, durante el ejercicio de la actividad, las dosis que pudieran ser recibidas por el público.

Con objeto de implementar y garantizar esta vigilancia, en los artículos 17, 20 y 30 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y radiactivas (RINR) [4], se requiere específicamente el establecimiento de un programa de vigilancia radiológica ambiental adecuado para la obtención de las autorizaciones de construcción, explotación y desmantelamiento, de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo de combustible.

Las recomendaciones para el diseño de estos PVRA se describen en la Guía de Seguridad 4.1 del CSN *Diseño y desarrollo del programa de vigilancia radiológica ambiental para centrales nucleares* [5], con el objeto de facilitar a los titulares unas directrices armonizadas en la implantación y desarrollo de estos programas.

En la actualidad, la nueva Directiva sobre protección radiológica de Euratom [6], refrenda la importancia de los PVRA instando a los Estados miembros a determinar las concentraciones de actividad de los radionucleidos de interés en

los alimentos y en el agua potable u otros componentes del medioambiente pertinentes, y a las empresas responsables de las prácticas a autorizar la puesta en servicio de equipos adecuados y procedimientos para medir y evaluar la exposición de la población y la contaminación radiactiva del medioambiente, tanto en situación de exposición planificada como existente.

DISEÑO DE UN PVRA

Los PVRA de las centrales nucleares se desarrollan considerando una zona de influencia de 30 Km. Para su diseño se utiliza la información contenida en el Estudio Analítico Radiológico (EAR) que permite la identificación de los grupos de población críticos, las vías críticas de exposición y todos aquellos radionucleidos que puedan tener una contribución significativa a las dosis de la población. Las vías de exposición que normalmente se consideran en un PVRA son las que se muestran en la Figura 2.

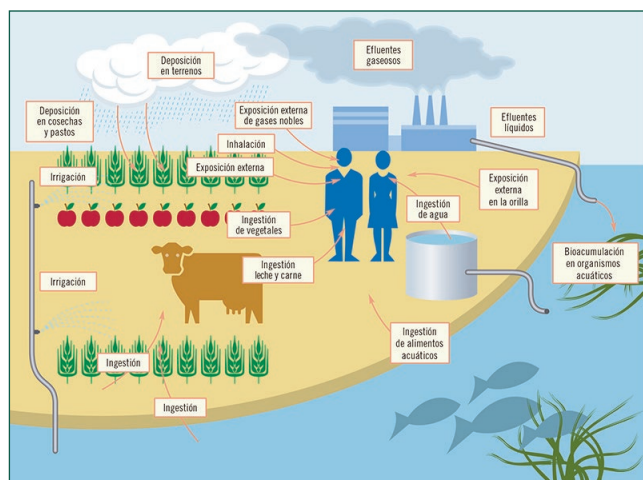


Figura 2. Vías de exposición de la población.



Figura 3. Equipo de muestreo de aire.

Los diferentes tipos de muestras y puntos de muestreo que forman parte de la red de vigilancia deben representar adecuadamente las diferentes vías potenciales de exposición. Dado que la concentración de un radionucleido en el medioambiente, evoluciona con el tiempo y con la localización respecto al punto de emisión, en el diseño de un programa de vigilancia y con objeto de obtener datos representativos, se habrán de considerar principalmente los siguientes aspectos: una situación adecuada de los distintos puntos de muestreo, un número adecuado de dichos puntos y una frecuencia adecuada de muestreo.

En el establecimiento de la frecuencia de muestreo podría tenerse en cuenta el siguiente criterio general: las vías de exposición pueden clasificarse de acuerdo a la relación temporal entre la concentración del radionucleido en el medioambiente y la tasa de emisión desde la instalación. En base a esto, pueden definirse dos clases de vías:

- **Vías de exposición transitorias**, donde la presencia del radionucleido persistirá sólo mientras exista emisión al medio (e.g. aire, agua superficial de un río, etc.).
- **Vías de exposición integradoras**, donde la presencia del radionucleido puede persistir después del cese de dichas emisiones (e.g. suelos, sedimentos, etc.).

De acuerdo con la Guía de Seguridad 4.1 del CSN, y de forma general, un PVRA incluirá los siguientes tipos de muestras:

- **Aire:** permite estimar la dosis potencial recibida por la población a causa de la inhalación. Constituye el medio primario de recepción de los efluentes gaseosos. El muestreo tanto de partículas de polvo en el aire como de radioyodos se realiza de modo continuo con cambio de los filtros semanalmente (Figura 3).
- **Radiación directa:** se utilizan dosímetros de termoluminiscencia para la medida de la radiación gamma ambiental (Figura 4). La tasa de dosis por exposición ambiental, en



Figura 4. Dosímetro de termoluminiscencia.



condiciones normales, está relacionada con las características del terreno y su contenido en isótopos naturales.

- **Deposición:** tiene como objetivo conocer la posible acumulación del material radiactivo emitido en los efluentes gaseosos de la instalación. La estimación de los radionucleidos depositados se realiza mediante técnicas que permiten determinar la deposición húmeda y la deposición acumulada.
 - La deposición húmeda se conocerá mediante la recogida de agua de lluvia mensualmente.
 - La deposición acumulada se conocerá mediante el muestreo de suelos anualmente (Figura 5). La utilidad de este muestreo es conocer las cantidades acumuladas en dicho medio de isótopos de periodo de semidesintegración largo (como ^{137}Cs y ^{90}Sr procedentes principalmente de las pruebas nucleares del pasado, entre otros) con objeto de poder realizar estimaciones de la exposición externa de los individuos a la radiación procedente de los isótopos emisores gamma depositados en el terreno.
- **Agua:** Los principales caminos de exposición de la población a los radionucleidos emitidos por efluentes líquidos y transportados por el agua son la ingestión de agua potable, peces u otras especies acuáticas, vegetales irrigados y carne de animales que hayan ingerido dichos vegetales o consumido el agua.

- El agua potable permite evaluar la dosis potencial que puede recibir la población como consecuencia de su ingestión. El muestreo se realiza con la mayor frecuencia posible (como mínimo quincenal).
- El agua superficial constituye una vía transitoria en la que el muestreo se realiza tanto de forma continua (muestreo proporcional continuo) (Figura 6) como de forma discontinua, de acuerdo con una frecuencia preestablecida.
- El agua subterránea es muestreada a partir de cada fuente con mayor probabilidad de ser afectada por las descargas y se realiza de manera trimestral. Tanto en el caso de agua superficial como de agua subterránea, si son utilizadas para el abastecimiento a la población, pasarían a recibir la clasificación de potable después del tratamiento adecuado.
- El material sedimentario puede dar una indicación de la acumulación de radionucleidos no disueltos, siendo su muestreo semestral. Su muestreo es útil para detectar en dicho medio la presencia de elementos de interacción fuerte con los sedimentos como Cs, Mn, Co, Zr, Cr, etc., que son radionucleidos que pueden dar lugar a una vía indirecta de exposición a las personas a través de la ingestión de especies acuáticas y por reincorporación al agua con posterior uso como agua de bebida. Asimismo, este muestreo permite vigilar la exposición directa por la irradiación externa durante la permanencia en las orillas.
- Los organismos indicadores tienen la capacidad de incorporar ciertos elementos químicos que se encuentran en el medio, siendo su muestreo semestral. Los organismos indicadores se agrupan en: plantas acuáticas, plantas de orilla, plantas terrestres, musgos y fauna terrestre. La relación entre la concentración de un elemento en el



Figura 5. Toma de muestra de suelos.



Figura 6. Muestreo de agua superficial.

Muestra	Análisis
Aire	Índice de actividad β -total ^{90}Sr y ^{131}I Espectrometría γ
Agua de Lluvia	^{90}Sr Espectrometría γ
Suelos, sedimentos y Organismos indicadores	^{90}Sr Espectrometría γ
Agua superficial y subterránea	Índice de actividad β -total y β -resto ^3H Espectrometría γ
Agua potable	Índice de actividad β -total y β -resto ^{90}Sr y ^3H Espectrometría γ
Leche y cultivos	^{90}Sr y ^{131}I Espectrometría γ
Carne, huevos, peces, mariscos y miel	Espectrometría γ

Tabla I. Determinaciones por tipo de muestra de un PVRA

organismo y la concentración del mismo elemento en el agua se conoce como "factor de concentración o bioacumulación". El muestreo de estos organismos permite deducir la existencia de ciertos radionucleidos en el medio aunque en dicho medio no se hayan detectado.

- **Alimentos:** Las muestras que componen esta vía proporcionan datos directos para la evaluación de las dosis internas por ingestión. Los radionucleidos pueden incorporarse a los vegetales, directamente (por deposición y riego) o indirectamente (a través del suelo), y a los animales mediante la ingestión de su dieta y agua. El tipo de alimentos considerados en los PVRA es muy variado y está relacionado con los usos de la tierra en el entorno de cada instalación. De forma general se incluye el muestreo de leche, vegetales, carne, huevos, peces y mariscos; siendo su frecuencia de muestreo variable en función del tipo de alimento.

En la Tabla I, se exponen los análisis que, de acuerdo con las recomendaciones de la Guía 4.1, se realizan en las muestras que se recogen en los PVRA del entorno de las centrales nucleares.

Sobre este alcance, pueden aparecer modificaciones de una instalación a otra en función de las características propias de cada CN, siempre y cuando hayan sido justificadas de forma adecuada, evaluadas por el CSN y aprobadas en su caso. Asimismo, se establece la posibilidad de revisar el PVRA en base a la experiencia obtenida con objeto de conseguir una optimización del mismo, desde el punto de vista tanto económico como operativo. El PVRA debe ser revisado cuando se alteren características propias de la zona, pero siempre haciendo compatibles dichos cambios con las recomendaciones vigentes en cada caso.

En relación a los niveles de radiactividad detectados en las muestras ambientales, el CSN ha establecido unos **niveles de notificación (NN)** para concentraciones de actividad en muestras ambientales (en Bq/m^3 , Bq/l o Bq/kg), para cada uno de los radionucleidos en las distintas vías de exposición (aire, agua, alimentos, etc.) al hombre. Estos niveles fueron calculados a partir de la restricción operacional de dosis requerida para los efluentes radiactivos emitidos por las centrales ($0,1 \text{ mSv}/\text{año}$), de forma que la superación de estas concentraciones de actividad en las muestras supondría la inmediata notificación al CSN y posterior investigación. Además, en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE) [7], se establecen los requisitos sobre las capacidades de detección necesarias para los análisis de muestras ambientales y una relación de los procedimientos establecidos para la adecuada implantación del programa.

FASES DE UN PVRA

Dentro del desarrollo de un PVRA, se pueden distinguir fundamentalmente tres fases temporales:

- 1) **Programa preoperacional:** es la primera fase temporal de un PVRA y este programa debe acompañar a la autorización de construcción de una instalación, tomando como base para su establecimiento las conclusiones obtenidas en el EAR. Su finalidad es establecer el nivel de referencia del fondo radiológico de la zona (Figura 7).

En España, las centrales nucleares de Almaraz I y II, Ascó I y II, Cofrentes, Trillo y Vandellós II, llevaron a cabo antes de su puesta en marcha un programa preoperacional de entre cuatro y siete años de duración, acorde con la normativa internacional, y siguiendo para su implantación y desarrollo respectivamente, las recomendaciones de las Guías 3 [8] y 9 [9] de la antigua Junta de Energía Nuclear (JEN), precursoras de la actual Guía de Seguri-



Figura 7. Equipo de muestreo de aire. Finales década de los años 70.



dad 4.1 del CSN, en la que se revisaron y actualizaron los criterios establecidos en las anteriores.

2) Programa operacional: se desarrolla durante la fase de operación de la planta. Todas las centrales nucleares españolas están realizando o han realizado este programa tomando como base inicialmente lo recomendado por las Guías 3 y 9 de la JEN, hasta la publicación en 1993 de la Guía de Seguridad 4.1 del CSN. Las instalaciones deben presentar este programa para su aprobación al solicitar la autorización de explotación, siendo su objeto la evaluación del impacto derivado del funcionamiento de la misma.

En España, las centrales nucleares en operación que desarrollan el PVRA bajo la fase operacional son Almaraz I/II, Ascó I/II, Cofrentes, Trillo y Vandellós II.

3) Programa en fases de cese de explotación, desmantelamiento y clausura: se establecen tras la finalización de la operación de la planta, indicando en la Guía de Seguridad 4.1 del CSN que “los objetivos del PVRA son similares a los de la fase de operación y de esta forma las adaptaciones en el PVRA que se producen en las

distintas etapas de cierre, desmantelamiento y latencia tienen por objeto verificar el posible impacto derivado de las emisiones que como consecuencia de estas actividades se realicen”.

El RINR, en su revisión de 1999, considera por primera vez de forma explícita el cese de explotación en el capítulo V *Modificaciones de la Instalación* no estableciendo ningún requisito adicional sobre el PVRA y en el capítulo VI *Autorización de Desmantelamiento y Declaración de clausura* solicitando que el Estudio de Seguridad incluya un “estudio de impacto radiológico ambiental de la ejecución del programa de desmantelamiento que contendrá el plan de vigilancia radiológica ambiental aplicable”.

La C.N. Vandellós I cesó su operación antes de la aparición del RINR de 1999, obteniendo la autorización de desmantelamiento por orden ministerial en el año 1998. Por resolución del año 2005 se autorizó la fase de latencia en la que se encuentra. Las características de su PVRA se han ido adaptando a las distintas fases de acuerdo a lo indicado en la Guía de Seguridad 4.1 del CSN.

La C.N. José Cabrera, actualmente en fase de desmantelamiento, y la C.N. Sta. M^o de Garoña, actualmente en cese definitivo de explotación, continúan ambas desarrollando el programa de vigilancia sin discontinuidad entre el desarrollado en la etapa operacional, con modificaciones en su alcance. Respecto a la C.N. Sta. M^o de Garoña, recientemente, el CSN ha establecido los límites y condiciones relativas a su solicitud de renovación de autorización de la explotación.

Durante el cese definitivo se elimina del PVRA la recogida de filtros para la medida de radioyodos, ya que los halógenos no están presentes en los efluentes de la instalación. Al menos un año antes de que se inicien las actividades de desmantelamiento, se completa su alcance con muestras y radionucleidos que no han sido considerados durante el PVRA en operación, con la posibilidad de obtener niveles de referencia para evaluar el posible impacto potencial producido por estos nuevos radionucleidos en las vías de exposición consideradas.

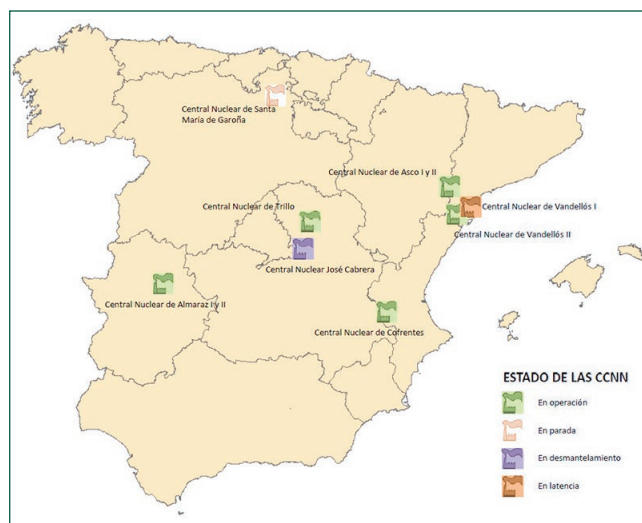


Figura 8. Estado operativo de las centrales nucleares españolas.

Central nuclear	Tipo (MWe)	Autorización					
		Previa	Construcción	Puesta en marcha	Cese	Desmantelamiento	Latencia
José Cabrera	PWR (160)	1963	1964	1968	2006	2010	
S ^o M ^o Garoña	BWR (460)	1963	1966	1970	2013		
Vandellós I	Magnox-CGR (480)	1967	1968	1972	1989	1998	2005
Almaraz I/II	PWR (973/984)	1971/1972	1973/1973	1980/1983			
Ascó I/II	PWR (973/976)	1972/1972	1972/1975	1982/1985			
Cofrentes	BWR (1096)	1972	1984	1984			
Vandellós II	PWR (1009)	1976	1980	1987			
Trillo	KWU-PWR (1066)	1975	1979	1987			

Tabla II. Características de las instalaciones y cronología de sus autorizaciones.

SISTEMA DE CALIDAD

La gran diversidad de aspectos involucrados en el desarrollo de un PVRA exige que todas sus actividades se lleven a cabo dentro de un sistema de calidad que garantice la fiabilidad de los resultados obtenidos. Como parte integrante de este sistema se destacan los distintos aspectos que se describen a continuación.

Las centrales nucleares cumplen con el requisito de incluir todas las actividades relacionadas con el mismo dentro de su sistema de calidad y en este contexto se han ido desarrollando los procedimientos correspondientes a cada una de las etapas.



Figura 9. Publicación del CSN de resultados del PVRA de 2014.

Tanto en la Guía 9 de la JEN como, posteriormente, en la Guía de Seguridad 4.1 del CSN se establece que se debe llevar a cabo un programa de control de calidad analítico, con un alcance entre el 5-15 % del número de muestras que se consideran dentro del PVRA, aspecto que se recoge actualmente en las Especificaciones Técnicas y en el MCDE.

Por su parte el CSN ejerce el control regulador mediante inspecciones periódicas, evaluación de los datos y realización de programas de muestreo y análisis independientes que se denominan PVRAIN, llevados a cabo bien directamente o bien mediante acuerdos de colaboración específicos con laboratorios de medida de la radiactividad ambiental integrados en la Red de Estaciones de Muestreo (REM), ubicados en las mismas comunidades autónomas que las instalaciones o a través de los programas encomendados a las comunidades autónomas de Cataluña y Valencia. Los puntos de muestreo, tipo de muestras y los análisis realizados coinciden con los efectuados por los titulares y su alcance representa en torno al 5 % del PVRA desarrollado en cada instalación.

La medida de la radiactividad ambiental presenta una problemática específica derivada de los bajos niveles a determinar. La obtención del resultado final implica un amplio proceso que incluye la recogida y preparación de muestras representativas, análisis radioquímico por diferentes técnicas, calibración de los equipos de medida y de la geometría adecuada según el tipo de radiación.

Para poder garantizar la representatividad de los resultados de todos los laboratorios nacionales que participan en los distintos programas de vigilancia, a lo largo de los años


se han ido tomando diversas medidas, como la progresiva implantación de la norma EN ISO/IEC 17025 *Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y de calibración*, el desarrollo de encuentros y reuniones con todos los participantes en los programas de vigilancia en distintos foros, como son las campañas de intercomparación analítica organizadas desde el año 1992 por el CSN con el apoyo técnico del Ciemat, la organización de las *Jornadas de Calidad en el Control de la Radiactividad Ambiental* que se celebran con frecuencia bienal desde hace veinte años, o la publicación por el CSN de procedimientos [10] que abarcan a los distintos aspectos del PVRA. Adicionalmente, a partir del año 2007, con la colaboración de SEPR-Enresa-CSN se han desarrollado dos cursos teórico-prácticos de toma de muestras en el Centro de almacenamiento de residuos de baja y media actividad de El Cabril, con el objetivo de que los participantes adquieran los conocimientos necesarios para la toma de muestras, de acuerdo con las Normas UNE [11] de aplicación y promover la puesta en común de las experiencias del personal directamente encargado de la recogida de las muestras.

En las inspecciones a los PVRA, el CSN comprueba el grado de implantación de las normas UNE y los procedimientos publicados, y se solicitan los cambios y actuaciones necesarias para su cumplimiento.

NUEVA APLICACIÓN WEB DE ACCESO A LA BASE DE DATOS DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL DEL CSN

En el artículo 2 de la Ley de creación del CSN se establece que entre las funciones encomendadas a este organismo se encuentran las de *Controlar y vigilar la calidad radiológica del medio ambiente e Informar a la opinión pública sobre materias de su competencia*.

Con este objetivo el CSN, presenta anualmente al Congreso de los Diputados y al Senado, un informe [12] que recoge las actividades más relevantes de este organismo regulador en lo concerniente a seguridad nuclear y protección radiológica, en el que se incluye un resumen de los resultados obtenidos por el sistema de la vigilancia radiológica ambiental en España. Además, pone también a disposición del público, un informe técnico anual sobre *Resultados de los Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental* [13] que describe en detalle y evalúa los resultados de estos programas, tanto de los PVRA como de la red Revira. Todos ellos se encuentran disponibles para su descarga en la web del CSN.

Asimismo, parte de esta información se remite a la Comisión Europea en cumplimiento de los artículos 35 y 36 del Tratado de Euratom y se incorpora a la base de datos de la Comisión <https://rem.jrc.ec.europa.eu/RemWeb/activities/Remdb.aspx> 

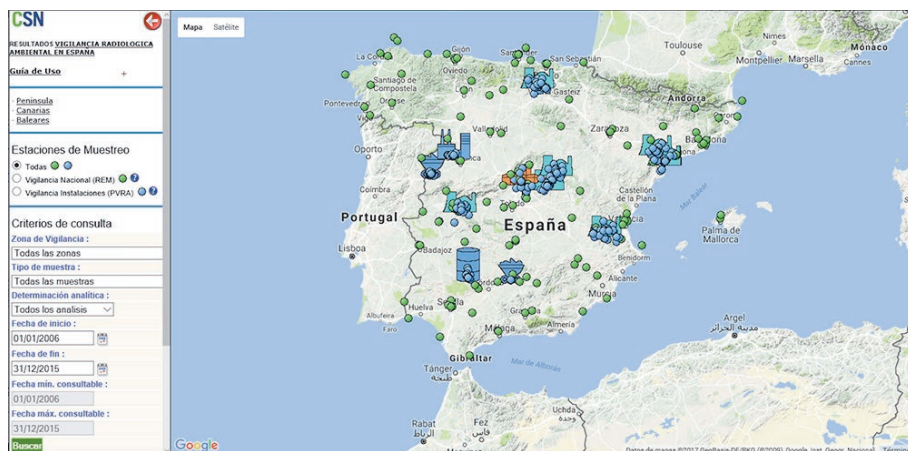


Figura 10. Interfaz de la nueva aplicación para consulta de la base de datos de vigilancia radiológica ambiental del CSN.



Figura 11. Datos de la nueva aplicación para consulta de la base de datos de vigilancia radiológica ambiental del CSN.

Por su parte, la Ley 27/2006 del 18 de julio por la que se regulan los derechos de acceso a la información, de participación pública y de acceso a la justicia en materia de medioambiente [14], otorga al público el derecho de acceder a la información ambiental que obre en poder de las autoridades públicas, obligando a éstas a garantizar la difusión y puesta a disposición al público de la misma, adoptando las medidas necesarias para que la información ambiental se haga disponible paulatinamente en bases de datos electrónicas de fácil acceso al público a través de redes públicas de telecomunicaciones.

En este contexto, el CSN, dentro de su proceso continuo de mejora en materia de transparencia e información pública, puso en marcha en septiembre de 2012 el proyecto Keeper-Web, cuyo objetivo era el desarrollo de una

aplicación informática que diera acceso público a los valores radiológicos ambientales contenidos en la base de datos de este organismo (Keeper), que representa un archivo único en materia de vigilancia radiológica ambiental.

El proyecto ha sido llevado a cabo por el Área de Vigilancia Radiológica Ambiental de la Subdirección de Protección Radiológica Ambiental y el Área de Desarrollo de Aplicaciones de la Subdirección de Tecnologías de la Información del CSN, quienes han colaborado para realizar una exhaustiva revisión de los registros y codificaciones contenidos en la base de datos, dándoles el formato adecuado para su publicación, y para definir las modificaciones necesarias en la aplicación Keeper.

De especial importancia fue el desarrollo de una metodología de revisión de los datos a publicar, adicional a los procesos habituales de control y validación que se efectúan sobre todos los datos que se cargan en la base, con la realización de un tratamiento estadístico de los datos, por tipo de muestra e isótopo, con objeto de analizar la distribución de los mismos y poder detectar posibles datos anómalos.

En julio de 2014, se proporcionó acceso restringido de una

primera versión de la nueva aplicación a los laboratorios e instituciones que forman parte del sistema de vigilancia radiológica ambiental, como proveedores de los datos contenidos en Keeper, solicitándoles comentarios.

Finalmente, en febrero de 2017, se abrió al público la aplicación, que puede ser consultada desde cualquier punto de acceso a internet en la siguiente dirección <https://www.csn.es/valores-radiologicos-ambientales-pvra-rem>.

La aplicación desarrollada presenta una interfaz intuitiva y de fácil uso. La pantalla inicial se encuentra dividida en dos partes diferenciadas, por un lado el mapa de España basado en el software de Google Maps, que dispone de distintas utilidades como la visualización por imágenes satélite o cartográficas, la modificación del nivel de zoom o la selección de las estaciones de muestreo, y por otro,

el panel de selección, donde se pueden seleccionar los distintos valores radiológicos ambientales, ya sean PVRA o REM, filtrando la selección por instalación, tipo de muestra, radionúclido de interés, periodo temporal de muestreo o estación.

Actualmente, de cada una de las estaciones se pueden consultar los valores de radiactividad disponibles desde el año 2006 al año 2015, aunque este periodo se irá ampliando cada año tras la recepción y validación de los datos del año anterior.

Los resultados de la consulta se presentan en forma gráfica y de tabla, que se pueden imprimir o exportar para su utilización o tratamiento posterior, debiendo citar como fuente al CSN.

CONCLUSIONES

A lo largo de los años los PVRA en el entorno de las centrales nucleares han ido evolucionando y han cumplido con lo requerido en la reglamentación y normativa vigente, permitiendo asegurar que la calidad medioambiental alrededor de las centrales nucleares se ha mantenido en condiciones aceptables desde el punto de vista radiológico sin que haya existido riesgo para las personas como consecuencia de su operación o de las actividades de desmantelamiento y clausura desarrolladas, y que así mismo en el caso de accidentes ocurridos fuera de nuestras fronteras las concentraciones alcanzadas en nuestro país no han supuesto un riesgo para la salud de las personas.

Una parte importante de esta evolución ha sido en materia de información al público y transparencia, para la que recientemente el CSN ha abierto el acceso a la aplicación informática basada en web en la que se pueden consultar los resultados de los PVRA en nuestro país. El desarrollo de esta aplicación ha supuesto un esfuerzo del cual se ha obtenido un resultado muy satisfactorio, que coloca a nuestro sistema de vigilancia radiológica ambiental, en materia de información pública, entre los más avanzados a nivel internacional en este tema, y acorde con el compromiso de información pública y transparencia del CSN.

REFERENCIAS

- [1]. Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear. (BOE nº107, 4 de mayo 1964).
- [2]. Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear. (BOE nº100, 25 de abril 1980).
- [3]. Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. (BOE nº178, 26 de julio 2001).
- [4]. Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre por el que se aprueba el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas. (BOE nº313, 31 de diciembre 1999).
- [5]. Guía de Seguridad 4.1 del CSN. Diseño y desarrollo de Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares. Referencia: GSG-04.01. Colección de Guía de Seguridad del CSN; 1993.
- [6]. Directiva 59/2013/Euratom, del Consejo de 5 de diciembre de 2013 por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes. (Diario oficial de la Unión Europea de 17 de enero de 2014)
- [7]. Guía de Seguridad 7.9 del CSN. Manual de cálculo de dosis en el exterior de las instalaciones nucleares. Referencia: GSG-07.09. Colección Guías de Seguridad del CSN; 2006.
- [8]. Guía 3 de la Junta de Energía Nuclear. Guía para el establecimiento de un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental en las zonas de influencia de las centrales nucleares. JEN; 1976.
- [9]. Guía 9 de la Junta de Energía Nuclear. Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental en las centrales nucleares de potencia. JEN; 1978.
- [10]. Procedimientos 1.1 a 1.15. Colección Informes Técnicos del CSN, Serie Vigilancia Radiológica Ambiental.
- [11]. UNE 73320-3/2004 "Procedimiento para la determinación de la radiactividad ambiental. Toma de muestras. Parte 3: Aerosoles y Radioyodos"; UNE 73311-1/2002 "Procedimiento de toma de muestras para la determinación de la radiactividad ambiental. Parte 1: Suelos, capa superficial"; UNE 73311-5/2002 "Procedimiento para la conservación y preparación de muestras de suelo para la determinación de la radiactividad ambiental"; UNE 73340-3/2004 "Determinación de la concentración de actividad de Sr-89/90 en suelos y sedimentos"; UNE 73311-4/2002 "Determinación del índice de actividad beta total en aguas mediante contador proporcional"; UNE 73340-2/2003 "Determinación del índice de actividad beta resto en aguas mediante contador proporcional".
- [12]. Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Publicación anual. CSN.
- [13]. Informe Técnico 4.37. Programas de vigilancia radiológica ambiental, Resultados 2014. Referencia INT-04.37. Colección Informes Técnicos del CSN; 2015.
- [14]. Ley 27/2006, de 18 de julio, por la que se regulan los derechos de acceso a la información, de participación pública y de acceso a la justicia en materia de medio ambiente.
- [15]. Marugán I., Luque S., Martín J.L., Rey C., Salas R., Sterling A. y Ramos L. Establecimiento y evolución de los programas de vigilancia radiológica ambiental en las centrales nucleares. Revista Nuclear España Nº 23, Sociedad Nuclear Española; 2013.
- [16]. Rey C., Luque S., Marugán I., Lorente P., Sterling A., Salas R., Ramos L., Maire V., Santamaría C. y García A. Base de datos de Vigilancia Radiológica Ambiental de acceso público. En: IV Congreso Conjunto Sociedad Española de Física Médica y la Sociedad Española de Protección Radiológica. Valencia; 2015.
- [17]. Guía de Seguridad 1.7 del CSN (Revisión 2). Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares. Referencia: GSG-01.07. Colección Guías de Seguridad del CSN; 2003.

Homogeneización de prácticas de control de contaminación a la salida de zona controlada de las centrales nucleares españolas

A. Félez¹, J. Carmona², J.L. Oblanca³, F. Guinea⁴, P. García⁵, J. Casanova⁶, R. Muñoz⁷, M. A. Rodríguez⁷, María Luisa Rosales⁸

¹C.N. Garoña, ²C.N. Vandellós II, ³C.N. Trillo, ⁴C.N. Almaraz, ⁵C.N. Cofrentes, ⁶C.N. Ascó, ⁷Unesa, ⁸CSN

RESUMEN: Dentro de los procesos de homogenización de las actuaciones que se realizan en las centrales nucleares españolas, en el año 2014 se decidió establecer en el marco de la relaciones en materia de protección radiológica de los operadores de centrales aglutinados en Unesa y el organismo regulador español, un grupo de trabajo mixto Unesa-CSN sobre equipos de control radiológico de personas y materiales, con el objeto de analizar prácticas o formas de proceder en el área de control de contaminación a la salida de zona controlada que, a criterio de ambas partes involucradas, CSN y el sector español, su armonización en el parque nuclear generara un alto valor añadido.

Tras el trabajo previo de análisis de la situación existente, referencias internacionales y capacidad de adaptación de las organizaciones actuales, la propuesta consensuada de homogeneización de las actuaciones analizadas entre el CSN y el grupo sectorial se documenta en una guía o procedimiento sectorial, en que se recogen los acuerdos que deberán ser adaptados a la situación particular de cada planta por medio de la transposición documental, o de otra naturaleza que se considere más satisfactoria en cada caso, en un margen de tiempo razonable y acordado previamente.

A continuación se describen en detalle tres trabajos de armonización llevados a cabo por el grupo de trabajo mixto CSN-Unesa sobre el adecuado control de contaminación a la salida de zona controlada de las centrales nucleares españolas.

ABSTRACT: As part of the process of homogenisation of the activities carried out in the Spanish nuclear power plants, a joint UNESA-CSN Working Group on equipment for the radiological control of people and materials in 2014 was established within the framework of the radiological protection relationship between the operators from UNESA and the Spanish regulatory body. The aim of the group was to analyze good practices in the area of control of contamination at the exit of a controlled area that, at the discretion of both parties involved, the CSN and the Spanish Industry, its harmonization in the nuclear fleet will generate a high added value.

After a previous work of analysis of the current situation, international references and adaptability of the existing organizations, the agreed proposal of homogenization of the practices assessed between the CSN and the Industry group is documented in a guidance or procedure, containing the position that will be adapted to the particular situation of each power plant by means of a documentary transposition or of another nature considered to be the most satisfactory one in each case within a reasonable and previously prearranged time frame.

Three harmonization practices carried out by the joint CSN-UNESA Working Group are described in detail below about the proper control of contamination at exit of the Spanish NPPs.

Palabras clave: central nuclear, contaminación ambiental, dosis trabajadores.

Keywords: nuclear power plant, environmental contamination, doses to workers.

ARMONIZACIÓN DE PRÁCTICAS CONTROL RADIOLÓGICO PERSONAL CON LOS MEDIDORES GAMMA DE SALIDA DE LAS INSTALACIONES

Estos equipos tienen como principal función disponer de un sistema para detectar la presencia de contaminación radiactiva, y constituyen una barrera adicional que garantiza el control de la radiactividad. Inicialmente se realiza una intercomparación entre los equipos de las centrales, sus características, su procedimiento de calibración, alarmas establecidas y su uso (al paso o contaje) y a conse-

cuencia de ello se decide que las tareas de armonización consistan en:

- El desarrollo de metodología para realizar las calibraciones de los equipos, fijándose los parámetros necesarios (isótopo de calibración, distancia, geometría, tiempos de medida y de fondo, etc.).
- El establecimiento de un nivel de alarma común a todos los equipos.
- La elaboración del protocolo de actuación en caso de alarma.

Parámetros de calibración

Actividad mínima detectable

La actividad mínima detectable se calculará para todos los equipos de acuerdo con la siguiente expresión:

$$AMD = \frac{3,29 * \sqrt{\frac{F}{T_F} + \frac{F}{T_M}}}{Ef}$$

Determinación de la eficiencia

Para el cálculo de la eficiencia de los equipos, Ef (cps/Bq), se colocará una fuente de Co-60 en los detectores y se efectuarán las siguientes medidas:

- Sondas laterales. Se colocará la fuente en el centro de cada una de las sondas y se alejará a la distancia de 20 cm (distancia recomendada por los fabricantes). Se calculará el promedio de la eficiencia de todas las sondas para que será la que se aplicará a las sondas laterales.
- Sonda de los pies. Se colocará la fuente en el centro del detector y en contacto con el mismo y la eficiencia se calculará con esa medida.
- Sonda de la cabeza. Se colocará la fuente en el centro de la sonda y se alejará a la distancia de 20 cm.

Nivel de tarado de las alarmas

Los puntos de tarado de la alarma en los detectores (ATP) en cps se realizará de acuerdo con la expresión:

$$ATP = AL - K_{\beta 2} \sqrt{\frac{AL + F}{T_M} + \frac{F}{T_F}}$$

En la que AL representa el valor analítico de la alarma en cps, $K_{\beta 2}$ es igual a 1,645 para tener en cuenta el 95 % de todos los sucesos que alarmen el equipo, F es el valor del fondo en cps y T_M y T_F son los tiempos en segundos de medida del sujeto y del fondo.

Niveles de alarma

Para fijar los niveles de alarma se analizaron inicialmente las capacidades de medida de los equipos, para lo cual se determinaron las AMD y eficiencias de los diferentes equipos a distintas distancias de los detectores y con tiempos de conteo de 1 s y de fondo de 30 s. En estas condiciones los equipos son capaces de determinar actividades muy bajas.

Una vez establecidas las capacidades de los equipos, se realizó el siguiente análisis sobre la posible aplicación de normativa internacional:

- La normativa americana sobre pórticos de seguridad (ANSI ANS 42.35) establece las alarmas en 7s sobre el fondo, con un nivel de confianza del 99,99 %. Se descarta esta opción dado que para este tipo de pórticos, no todos los

equipos operan con variación del fondo, sino con cuentas netas tras una medida.

- La directiva europea 2013/59/EURATOM de 5 de diciembre de 2013 establece valores de exención por radionucleido. En el caso del Co-60 este valor es de 100.000 Bq que asegura que una persona recibe una dosis efectiva inferior a 10 µSv/año. Este valor es muy alto y no existe un criterio para establecer como valor de alarma una fracción de ese nivel.

Puesto que la normativa de referencia no es de aplicación para los propósitos de esta práctica, se acuerda fijar un valor de alarma con base en los siguientes criterios:

- El valor de alarma deber ser alcanzable por todas las centrales nucleares.
- El objetivo del equipo es disponer de un control para detectar la presencia de contaminación, y por tanto no considera justificable ligar un valor de alarma a un nivel derivado de dosis a piel.
- Ligar la activación de alarma a un nivel de investigación que conlleve realizar las actuaciones pertinentes.
- Tener en cuenta la experiencia operativa.
- Fijar un tiempo de medida operativo para alcanzar un compromiso entre la salida del personal y su control radiológico.

En base a lo anterior, se acuerda que las alarmas se establezcan en base a los siguientes límites de actividad:

- 4,000 Bq para los detectores laterales y de cabeza.
- 1,000 Bq para el detector de los pies.

La diferencia entre ambos valores (detectores laterales frente al de los pies) es debido a que para las distancias de calibración propuestas, la eficiencia en los pies es aproximadamente cuatro veces mayor, por lo que se fija este factor en coherencia con los detectores laterales.

Se considera adecuado establecer el tiempo de medida de un segundo, considerado como tiempo aceptable para alcanzar las condiciones de medida sin interferir sustancialmente en la salida de los trabajadores de la instalación. Los puntos de tarado se calculan con un nivel de confianza del 95 %, por lo que realmente los valores operativos de las alarmas son más bajos.

Los valores de alarma fijados garantizan que:

- Si la contaminación estuviera en piel, la persona recibiría una dosis a piel por debajo de los límites de dosis piel para trabajadores expuestos fijados en el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSCRI).
- Se ha comprobado con el código Varskin que la dosis producida por una partícula caliente de Co-60 es de 1,05E-03 mSv/h/Bq/cm². Por tanto si un trabajador saliera de la instalación con una partícula de menos de 4000 Bq de Co-60 sin ser de detectada por el pórtico, y si no la eliminara



antes, tardaría, al menos cinco días en superar el límite del RPSCRI (500 mSv/año).

- Si la contaminación se encontrara en ropa o materiales, dado que el valor de 4.000 Bq corresponde al 4% del valor de exención y desclasificación indicada en la directiva europea 2013/59/EURATOM, la dosis debida a la exposición en el individuo estaría muy por debajo de 10 μ Sv/año.
- Si la contaminación fuera interna (por ingestión o inhalación), la dosis estaría muy por debajo del nivel de registro por contaminación interna, establecido actualmente en la práctica en 0,2 mSv en acuerdo con el CSN, para medidas de baja de la instalación del personal de recarga (el valor oficial es 1 mSv).
- Si la contaminación se encontrara en un material, éste se encontraría por debajo de los niveles de exención indicados en la directiva europea 2013/59/EURATOM establecidos para el Co-60 en 10 Bq/g para concentraciones de actividad en cantidades moderadas de cualquier tipo de material, y en 100.000 Bq para valores totales de actividad.

Adicionalmente a estas justificaciones, dado que la eficiencia está calculada a 20 cm, en caso de que la contaminación se encuentre a distancias más próximas a los detectores (brazos y laterales cuerpo) las alarmas se producirán para valores más bajos de actividad.

En caso de que se produzca una alarma en uno de estos pórticos de salida de la instalación, se procederá de la siguiente manera:

- El trabajador no podrá salir de la instalación y se avisará al técnico del Servicio de Protección Radiológica (SPR) quien interpretará los resultados y realizará actuaciones adicionales, tales como:
 - Preguntar al trabajador si se está sometiendo a tratamiento con radiofármacos.
 - Verificar la ausencia de posibles focos que incrementen el valor de la medida como puede ser la presencia en las proximidades del equipo de otras personas en tratamiento con radiofármacos, traslado de sustancias radiactivas, etc.
 - Realizar medidas adicionales *in situ* con detectores portátiles gamma o beta+gamma (trabajador y zonas adyacentes).
 - Si se prevé que la contaminación es desprendible, se pondrán los medios para evitar la dispersión de la misma.
- El técnico del SPR aplicará los procedimientos establecidos para investigar si la alarma es debida a contaminación procedente del trabajador o de los materiales que lleve consigo, así como si la contaminación procede del vestuario o de la propia persona y en ese caso si es externa o interna.

- En caso de que la contaminación proceda de los materiales, el SPR los gestionará según proceda.
- En caso de que la contaminación proceda de la persona (vestuario o piel) se trasladará al trabajador a la zona preestablecida por el SPR para realizar los controles radiológicos establecidos, a fin de determinar si la contaminación está localizada en el vestuario o en la persona. En este caso último caso y si las características de la contaminación lo aconsejan se realizarán medidas exposición interna el(los) contador(es) de radiactividad corporal QUICKY /DIYS para determinar si la contaminación es externa o interna.
- En los casos que sean de aplicación, se realizará una investigación sobre el origen de la alarma, con el fin de determinar deficiencias en los protocolos de control de la contaminación.

En cualquier caso, la alarma generará un registro en PAC (Programa de Acciones Correctivas) por parte del SPR.

En la Figura 1 se muestra en forma de flujograma el esquema de actuación ante una alarma en estos equipos.

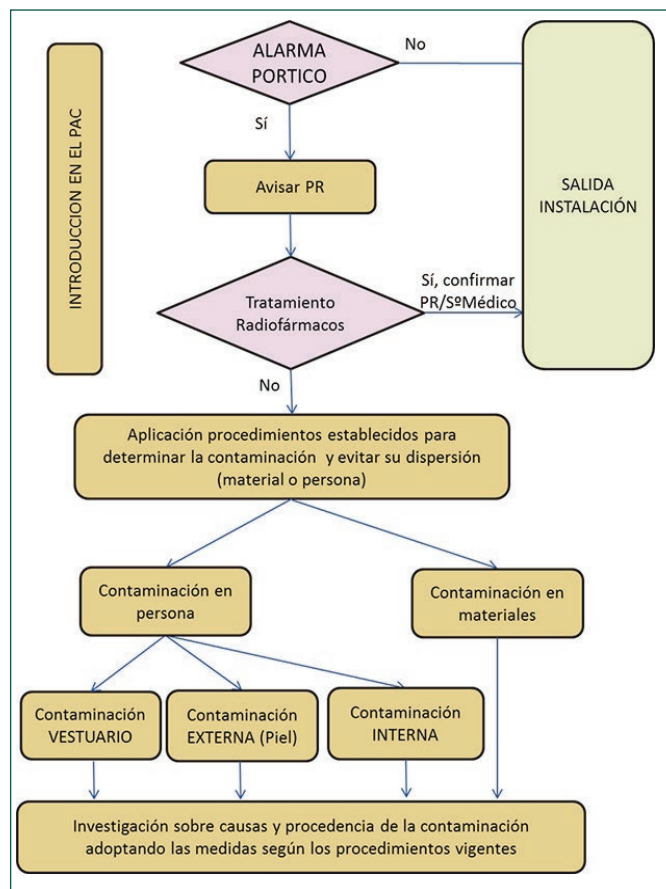


Figura 1.

ARMONIZACIÓN DE PRÁCTICAS DE MEDIDA CON LOS CONTADORES DE PEQUEÑOS OBJETOS (CPO)

Estos equipos tienen como función comprobar la ausencia de contaminación (en cumplimiento de límites establecidos) de los materiales reutilizables que salen de zona controlada. Las tareas de armonización han consistido en:

- Realizar ensayos que demuestren la fiabilidad de los equipos.
- Armonizar los objetos que pueden ser medidos por los CPO.
- Homogenización de los parámetros de calibración, medida y alarma de los equipos.

Como dato de partida se ha recuperado el trabajo realizado en 2011, en el que se recopiló la información sobre las características de los equipos que se disponía en las centrales.

En aquella etapa se armonizó, además:

- La metodología de calibración, consistente en situar una fuente Co-60 en el centro geométrico del detector (o en la geometría más representativa de la medida, en función de la configuración de los detectores que conforman el equipo).
- El tarado de alarma, que se fijó en 120 Bq con un nivel de confianza del 95% (correspondiente a $0,4 \text{ Bq/cm}^2 \times 300 \text{ cm}^2$).

En los trabajos actuales de armonización, se ha actualizado la información de los equipos disponibles en las centrales y sus características, y han sido recogidas en una tabla que se ha puesto a disposición de todos los usuarios y que recopila la siguiente información:

- Situación
- Equipo
- Modelo
- Fabricante
- Cantidad
- Tipo de detectores
- Tipo detección
- N° de detectores
- Superficie / volumen de detección
 - Superficie del detector
 - Espesor cristal

Dentro de las características de los detectores se destaca que todos los CPO disponen de blindaje, lo que permite realizar medidas con fondos muy bajos, aunque la función principal del blindaje es aislar la cámara de medida del fondo radiactivo en el lugar en que esté situado el equipo.

Ensayos realizados

En las hipótesis iniciales, se plantean dos cuestiones:

- Para los objetos que puedan autoblindarse (tipo cajas de herramientas), se deberían realizar pruebas que demuestren que el equipo detecta actividad. Con esto se demostraría la mayor sensibilidad de la medida de contaminación frente a la β .

- Realizar comprobaciones de que las medidas realizadas con un CPO tienen la misma o mejor fiabilidad que con equipos portátiles de medida de contaminación β .

En las medidas con CPO, para materiales con superficies superiores a 300 cm^2 , cuanto mayor es la superficie más conservadora es la medida. Esto es debido a que el equipo mide la actividad total volumétrica con un umbral de alarma de 120 Bq ($0,4 \text{ Bq/cm}^2 \times 300 \text{ cm}^2$).

Se han realizado pruebas más allá del uso previsto del equipo.

- Pruebas iniciales cualitativas: introduciendo una fuente radiactiva en diversas configuraciones con materiales que producen el blindaje de la fuente (dentro de una caja de herramientas, situada entre herramientas, ladrillos de blindaje de plomo) resultando en todos los casos, excepto en la geometría de ladrillos de plomo entre los detectores y la fuente, que el equipo detecta la actividad de la fuente. Estas pruebas han sido cualitativas, ya que el equipo utilizado sólo indica si se supera o no el umbral de alarma.
- Pruebas de confirmación cuantitativas: se han realizado pruebas complementarias cuantitativas con una fuente de Co-60 de 180 Bq, actividad para la que los equipos sí presentan resultados cuantitativos.
- Las pruebas realizadas y los resultados obtenidos en las pruebas de confirmación cuantitativas se detallan seguidamente:

Con la finalidad de conocer la posible influencia del blindaje de una caja de herramientas en las medidas de los CPO se realizaron diferentes contajes con dos fuentes de Co-60 de distintas actividades, a varias distancias y posiciones en los detectores de herramienta marca Rados, modelo RTM-610-2D.

Para desarrollar la prueba se utilizaron las siguientes fuentes: Co-60 (Circular) y Co-60 (bote) (Figura 2).

Se dividieron las pruebas en dos tipos de medida, con la fuente dentro del equipo sin ningún tipo de blindaje y con la



Figura 2.

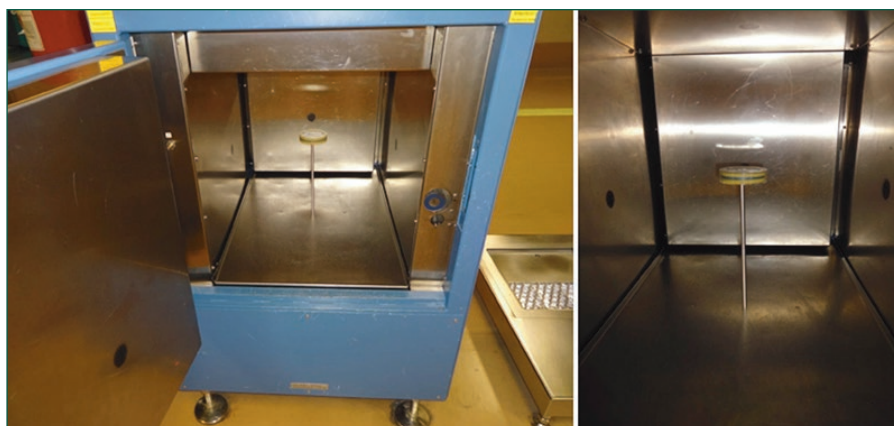


Figura 3.



Figura 4.

fente dentro de una caja llena de herramientas con el objetivo de simular un caso real en planta.

Al realizar la medida con la fuente sin blindaje se trabajó a dos distancias distintas. En primer lugar se utilizó el soporte facilitado por el fabricante del equipo, el cual permite ubicar la fuente en el centro del equipo (a una altura de 26 cm de la base) como se observa en la Figura 3.

En segundo lugar, se realizó un conteaje con la fuente en el centro de la base y en contacto con la misma (Figura 4).

Para la prueba con el blindaje, se utilizó una caja de herramientas metálica llena de varios útiles comunes a los trabajadores de la planta con el objetivo de simular un posible caso real. En las Figuras 5, 6 y 7, se muestran imágenes de la caja de herramientas y de la fuente situada dentro de ella.

En este caso las medidas se realizaron a las mismas distancias anteriores, en primer lugar con un soporte para ubicar la caja en el centro del equipo y a continuación

en contacto con la base como se observa en las Figuras 8 y 9; de esta manera, la fuente quedó ubicada en las mismas posiciones que en el caso anterior.

En todas las posiciones detalladas se realizan conteajes con las dos fuentes listadas anteriormente.

De los resultados obtenidos en las diferentes medidas, se obtienen las siguientes conclusiones:

- De acuerdo con los resultados obtenidos en todos los casos las medidas realizadas dan alarma en el equipo por estar por encima de los 120 Bq.
- Se reafirma que la geometría de calibración es la correcta, es decir, centrada en la cámara (soporte) y que además las diferencias de eficiencias con las medidas en "contacto", no son significativas y dependientes de la geometría de la fuente.
- Se comprueba una mayor sensibilidad de detección en la medida de contaminación y frente a la β .
- La sensibilidad que alcanzan estos equipos para 120 Bq es suficiente para la detección de actividad incluso en el interior de una caja de herramientas llena, pese a lo cual no será admisible su medida en estos equipos para evitar los autoblandajes.
- Debido a la geometría y la no homogeneidad de la fuente de bote (no es puntual) y al posicionamiento de las fuentes en unas medidas y en otras se puede observar que la



Figuras 5, 6 y 7.



Figura 8.

OBJETOS A MEDIR	Los materiales a medir son pequeños objetos que aun siendo de forma compleja no produzcan auto-blindaje al medirse, como por ejemplo: <ul style="list-style-type: none"> • Casco • Documentación • Bolígrafos • Llaves • Gafas de Seguridad • Herramientas pequeñas de mano • Caja de herramientas vacía • Equipo delicado (ordenador, calculadora, pequeños equipos de medida)
METODOLOGÍA DE MEDIDA	Introducción en el equipo de uno o varios objetos simultáneamente, y en este caso, ubicados de forma que no produzcan auto-blindaje

Tabla 1.

fuelle de bote no tiene la misma respuesta respecto a la puntual.

- En las medidas con soporte cuando se realiza sin caja de herramientas el posicionamiento es vertical encima del soporte y en cambio al introducirla en la caja de herramientas el posicionamiento es horizontal. Al realizar la medida de la fuente en la caja, el resultado es superior pese a estar blindada.
- En el caso de las medidas en contacto, el efecto de la geometría no es tan acusado ya que la mayoría de la actividad es detectada por la sonda inferior, que al estar en contacto acumula la mayoría de cps.

Metodología de medida y materiales a medir

Se ha establecido que los objetos a medir deben cumplir las siguientes características:

- Los materiales a medir son pequeños objetos que aun siendo de forma compleja no produzcan autoblindaje al medirse, como por ejemplo: casco, documentación, bolígrafos, llaves, gafas de seguridad, herramientas pequeñas de mano, equipo delicado (ordenador, calculadora, pequeños equipos de medida, etc.). Quedan excluidas las cajas de herramientas con las herramientas dentro.

Junto a los equipos se colocará un cartel informativo, indicando los objetos que pueden ser introducidos en el contador para su medida. Un modelo de estos carteles se muestra en la Tabla 1.

Así mismo, se ha determinado que las medidas de estos materiales se realicen teniendo en cuenta la siguiente instrucción:

- Se podrán introducir en el equipo de medida uno o varios objetos, de los indicados anteriormente, de forma simultánea. En el caso de introducir más de uno, se ubicarán en el interior del medidor de forma que no produzcan auto-blindaje unos con otros.

Parámetros de calibración de los CPO

Actividad mínima detectable

De forma genérica, la actividad mínima detectable se calculará de acuerdo con la siguiente expresión:

$$AMD = \frac{3,29 * \sqrt{\frac{F}{T_F} + \frac{F}{T_M}}}{Ef}$$

Donde:

AMD = Actividad mínima detectable (Bq).

F = Fondo (cps).

T_F = Tiempo de medida de fondo (s).

T_M = Tiempo de medida del contaje (s).

Ef = Eficiencia (cps/Bq).

Cálculo de la eficiencia

Para el cálculo de la eficiencia de los equipos, Ef (cps/Bq), se coloca una fuente de Co-60 en el centro geométrico del detector para los equipos con dos detectores en posición arriba



CENTRAL NUCLEAR	
CALIBRACIÓN GAMMA	ISOTOPO
	GEOMETRIA FUENTE
	ACTIVIDAD
	GEOMETRIA DE CALIBRACIÓN
	DISTANCIA CAL.
	EFICIENCIA TIPICA
	ALARMA
UNIDAD DE MEDIDA	
TIEMPO DE MEDIDA (s)	
TIEMPO DE MEDIDA DE FONDO (s)	
FONDO (cps)	
FMA (cps)	
AMD (Bq)	
PERIODICIDAD CALIBRACIÓN (meses)	
PERIODICIDAD VERIFICACIÓN CON FUENTE (meses)	
Operación normal	
PROCEDIMIENTOS APLICABLES	

Tabla 2.

y abajo y en los de seis detectores de forma semejante. En los equipos con dos detectores laterales se colocará la fuente en el punto más desfavorable.

Nivel de tarado de las alarmas

Se fija de forma armonizada en 120 Bq con un nivel de confianza del 95 %.

Se ha desarrollado una tabla con los parámetros de calibración, medida y alarma de los CPO de las diferentes centrales nucleares que se ha puesto a disposición de todos los usuarios, conteniendo la información que se muestra en la Tabla 2.

ANÁLISIS DEL FACTOR DE ARRASTRE EN FROTIS EN BASE AL QUE SE APLICA ACTUALMENTE EN LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS

El factor de arrastre que se utiliza actualmente fue el resultado de ensayos realizados por Unesa en el año 1995, recogidos en un informe realizado por un grupo de expertos de las instalaciones nucleares, en el marco de las actividades llevadas a cabo para poder implantar a requerimiento del Consejo de Seguridad Nuclear las técnicas y procedimientos de control de contaminación superficial de materiales a la salida de la Instalación a los límites del Reglamento de Transporte del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) en vigor. Cabe destacar que el estudio se realizó para analizar la viabilidad de determinar un factor de arrastre de frotis común y realista en todas las centrales con el fin de que con la instrumentación portátil se pudiesen medir los valores requeridos de contaminación superficial.

En trabajo de armonización utiliza como base de partida la norma ISO 7503 sobre evaluación de la contaminación superficial, en la cual se recomienda la utilización de un factor de arrastre mínimo del 10 % para los frotis, a falta de otro valor que se obtenga experimentalmente. Sobre esta base se planteó realizar pruebas de frotis para distintos materiales en las instalaciones para comprobar si era posible obtener valores superiores. Unos primeros ensayos demostraron que, en general, se obtenían valores superiores al 10 %, si bien la disparidad de los mismos llevó a estudiar más en profundidad los factores que influyen en la eficiencia de los frotis, factores que aparecen en la Guía de Seguridad de la OIEA nº TS-G-1.1, Rev. 1 (*Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*).

Ensayos realizados

Los factores que se analizaron para la obtención de valores característicos para todas las instalaciones nucleares fueron:

- Tipo de material utilizado para realizar el frotis. Se comprobó la existencia de hasta cinco tipos comerciales diferentes con varios tipos de materiales para los filtros obteniéndose que este factor no afectaba a los resultados obtenidos, por lo que se concluyó mantener el tipo de filtro propio de cada instalación.
- Técnica de frotado. Trayectoria del filtro sobre el material (zigzag, circular, paralela, etc.) para cubrir los 300 cm² del frotis, concluyendo que su influencia no afectaba a los valores obtenidos.
- Tipo de superficie contaminada. Este factor sí interviene de forma importante en la eficiencia de los frotis. Se ha comprobado que el acabado superficial y el grado de limpieza de la superficie influyen directamente en los valores obtenidos.

Se seleccionaron inicialmente cinco tipos de materiales que eran los más frecuentes en equipos reutilizables. Estos fueron: acero al carbono, acero galvanizado, acero inoxidable, aluminio y metal pintado. En una fase posterior se redujeron estos materiales a tres, al comprobar que, en la mayor parte de los casos, los resultados obtenidos en superficies limpias de acero al carbono y acero galvanizado eran equivalentes a los del acero inoxidable.

- Tipo de contaminación. Inicialmente el estudio se limita solamente a los niveles de contaminación entre 0,4 y 4 Bq/cm² (intervalo de interés para material reciclable), sin incidir en el tipo de contaminante. Esta limitación introdujo una reducción importante de la dispersión debido a que son valores bajos de actividad y a los valores de actividad mínima detectable (AMD) de los equipos utilizados. En una segunda fase se realizaron pruebas en dos intervalos: entre 0,4 y 4 Bq/cm² y entre 4 y 8 Bq/cm², pero utilizando agua del primario o de la piscina de combusti-

	Cont. Superf. Total: 0,4-4 Bq/cm ²		Cont. Superf. Total: >4 Bq/cm ²
	Ensayo 1	Ensayo 2	Ensayo 2
Aceros	0,48	0,43	0,30
Aluminio	0,93	0,32	0,33
Pintura	0,71	0,23	0,24
Global	0,51	0,28	0,30
	0,37		0,30
	0,33		

Tabla 3.

ble irradiado, convenientemente diluida, para contaminar las pruebas. Esto tenía como objeto la reproducibilidad de los resultados.

- e) Condiciones ambientales. Aunque la variabilidad de las condiciones ambientales, en particular la humedad, en el recinto donde se realiza el frotis tiene alguna influencia en su eficiencia, se consideró que este factor había que mantenerlo variable para reproducir las condiciones reales que se van a encontrar en las Instalaciones. Por ello se decidió mantener estos valores como variables.

Resultado de los ensayos

Estos ensayos determinaban unos valores de factor de arrastre desde el 40 % al 70 % aunque se decidió aplicar valores entre el 25 % y el 33 %, según la Tabla 3 en la que se aprecia el conservadurismo de la utilización del actual 33 % actual y la dificultad de bajar sobre el 23 % para el factor de arrastre debido a las características de los equipos portátiles de medida.

La guía de Seguridad de la OIEA nº TS-G-1.1, Rev.1 mencionada anteriormente, que hace referencia al transporte seguro de materiales radiactivos, define en su apartado 508.10 que en caso de desconocer la naturaleza de la superficie, la naturaleza del contaminante, presión aplicada al frotar,... se aplique una fracción de arrastre del 10 %.

Comparativa internacional

Durante el proceso de realización del presente estudio, se han realizado consultas a nivel de Unesa y también por parte del CSN al ISOE (*Information System on Occupational Exposure*).

En una primera consulta a NEI (*Nuclear Energy Institute*) de los Estados Unidos de América, se indica que los valores utilizados en las centrales americanas asumen un factor de arrastre para alfa del 70 % y un factor del 100 % para beta-gamma, utilizando una superficie de muestreo de 100 cm². No se indica ninguna eficacia especial para el tipo de material utilizado en frotis (tela, papel poroso, etc.). No se facilita documentación ni normativa aplicable.

También se indica que en las centrales del Reino Unido suponen que en una contaminación seca un frotis arrastraría

el 10 % de la actividad. Tampoco se facilita documentación ni normativa aplicable.

Pruebas realizadas

En principio se realiza un cuadro comparativo para ver la situación actual en la que se encuentran las diferentes centrales, incluyendo equipos, eficiencias de los equipos, distancia de calibración, superficie detector, etc. (Figura 4).

En la tabla comparativa se crea un parámetro denominado *factor de arrastre limitante* que relaciona la actividad mínima detectable con el nivel límite de contaminación de 0,4 Bq/cm² y la superficie muestreo del frotis (300 cm²) (Tabla 5).

CENTRAL NUCLEAR	
PAPEL DE FROTIS	MODELO
	MARCA
	MATERIAL
	DIMENSIONES
EQUIPO DE MEDIDA	MODELO
	TIPO DETECTOR
	SUPERF. DETECTOR (cm ²)
	MODO MEDIDA
	TIEMPO FONDO (s)
	FONDO (cps)
	T: TIEMPO MEDIDA (s)
	LID (cps)
	DISTANCIA CALIBR. (cm)
	ISÓTOPO CALIBR.
	EFICIENCIA
	AMD (Bq)
	FACTOR ARRASTRE FROTIS
	SUPERF. FROTIS (cm ²)
	AMD indirecto (Bq/cm ²)
NC (Bq/cm ²)	
FACTOR DE ARRASTRE LIMITANTE	

Tabla 4.



MODO DE MEDIDA	Integrado (Tiempo de medida) o Ratímetro (2xCte tiempo)
LID (cps)	$LID=4,65*\sqrt{F/T}$
AMD (Bq)	$AMD=LID/E_f$
AMD indirecta (Bq/cm²)	$AMD\ ind.=AMD/(Factor\ arrastre*Superf.\ frontis)$
NC (Bq/cm²)	Nivel de contaminación (0,4 Bq/cm ²)
FACTOR DE ARRASTRE LIMITANTE	Factor arrastre limitante= $AMD / (NC*Superf.\ frontis)$

Tabla 5.

Se han realizado pruebas de calibración de los equipos de medida de contaminación superficial variando la distancia a la fuente de 1 cm. a 0,3 cm. tal como indica la norma ISO 8769-2 de 1996 (*Reference sources for the calibration of surface contamination monitors -- Part 2: Electrons of energy less than 0,15 MeV and photons of energy less than 1,5 MeV*).

El valor de factor de calibración mejora entre 5 y 6 puntos. Es decir, se pasa de eficiencias medias del 25 % al 31 %.

CONCLUSIONES

No se ha podido encontrar documentación ni normativa americana ni inglesa respecto los valores utilizados para adoptar el valor de factor de arrastre.

Cuando se realizaron las pruebas para determinar el factor de arrastre a través se tuvieron en cuenta los factores determinados en la guía de Seguridad del OIEA n° TS-G-1.1, Rev. 1 como factores variables.

La variación en la distancia de calibración no implica que se pueda disminuir el factor de arrastre a valores próximos al 0,1.

En caso de pasar a una superficie muestreada de 600 cm² sí que se podría calcular un factor de arrastre de 0,1, pero no es posible ya que el valor de superficie muestreada ha

de ser 300 cm² en concordancia con el valor definido en el Manual de Protección Radiológica de cada instalación.

Tras el exhaustivo análisis de los parámetros en los equipos de medida portátiles de las centrales nucleares españolas, el modo de operación utilizado y los equipos con los que se chequea habitualmente, el mínimo valor con el que las centrales podrían comprometerse sería un factor de arrastre del 0,22 calculado de forma empírica, según respuesta de los equipos, y un valor del 0,23 según eficiencias determinadas experimentalmente en los ensayos sobre diferentes materiales, siendo sobre pintura el factor más conservador.

La homogeneización a 0,22 supone una reducción efectiva de los actuales factores utilizados, que se verían disminuidos entre el 12 y el 33 %, garantizando un límite de contaminación superficial de 0,4 Bq/cm², inferior al valor de 4 Bq/cm² indicado en el reglamento ADR (Acuerdo Europeo sobre Transporte internacional de Mercancías Peligrosas por Carretera).

Se asegura que en transportes el valor del factor de arrastre es del 10% pero teniendo en cuenta que el valor requerido de contaminación debe ser inferior a 4 Bq/cm² según el ADR (4.1.9.1.2), por lo que se pueden determinar esos valores con los actuales equipos.

Bajar el factor de arrastre por debajo del 0,23 implicaría un cambio de equipos y en el método de medida que daría lugar, entre otras a:

- Compra de equipos de bajo fondo.
- Búsqueda en zona controlada de zonas de bajo fondo para poder medir.
- Incremento de tiempo en las medidas
- Ralentización de las medidas cuando hay varios frotis que requieren medidas rápidas.

www.sepr.es

¡Estrenamos página web!

Tal y como veníamos anunciando, la página web de la SEPR se ha renovado tanto estéticamente como en cuanto a su estructura. La página se ha reprogramado partiendo de cero y empleando herramientas de última generación, aunque tratando de conservar la mayor parte de los contenidos tradicionalmente disponibles. Tras algo más de un mes abierta, podemos decir que ya ha superado su fase de pruebas y poco a poco su aspecto y estructura van haciéndose familiares para todos los que la utilizan con asiduidad.

Más allá del cambio estético para hacerla más atractiva, hay cambios en cuanto a su estructura interna, con una programación

actualizada y con mayor seguridad frente a ataques informáticos. También es más sencilla y potente la forma de utilización por los miembros del Comité de Redacción y la Junta Directiva –aunque todavía estamos aprendiendo a utilizar todas sus funciones–, ha aumentado su capacidad, mejorado la conexión a redes sociales, se ha incorporado un potente buscador de contenidos, dispone de una zona destacada para los socios colaboradores, tiene un calendario de eventos clasificados por categorías, una herramienta para la inscripción online en los eventos de la SEPR, navegación fácil adaptada a los dispositivos móviles, etc.

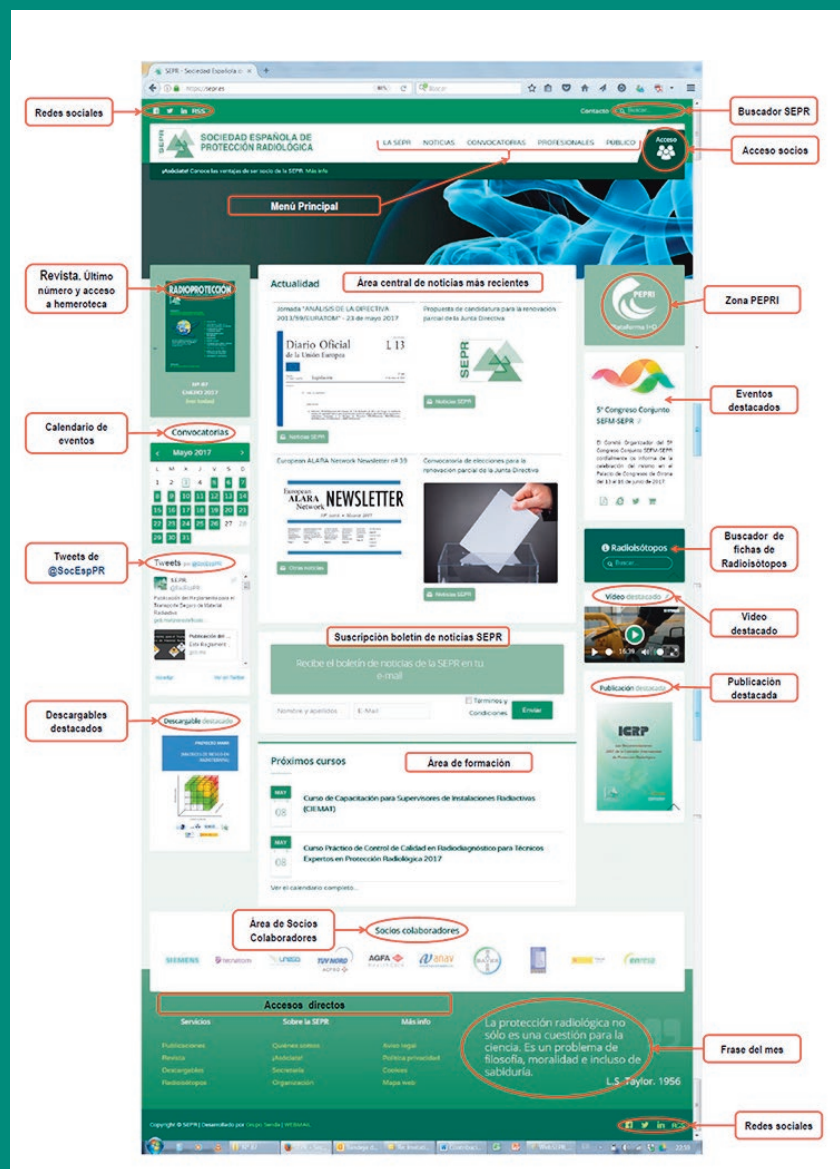
PANTALLA PRINCIPAL

En la pantalla principal de la página web, que se reproduce junto a este texto, encontramos en la parte alta un buscador de la web de la SEPR, solo para sus propios contenidos. También, en la esquina superior izquierda, hay enlaces directos mediante iconos a las redes sociales de la SEPR (Facebook, Twitter, LinkedIn, suscripción a noticias RSS) que también se repiten en la esquina inferior derecha. Tenemos también en la parte alta el menú principal con las secciones principales y debajo una sucesión de fotos móviles que además de darle un aire más moderno, servirán para ir actualizando la imagen de la página. A la derecha del menú principal está el botón de acceso a la identificación como socio, lo que permite navegar por los contenidos reservados para los miembros de la SEPR, que se comentan después.

El área central presenta visualmente las últimas novedades que se hayan incorporado a la web, las cuales aparecen por orden de fecha más reciente, así como un enlace para permitir a los visitantes suscribirse al boletín de noticias. Esta zona central está orlada por dos bandas verticales de contenidos destacados: descargables, eventos, publicaciones y videos. También tenemos un contenido destacado muy especial, como es la revista RADIOPROTECCIÓN, desde la que podemos acceder directamente al último número (reservado para los socios durante los primeros doce meses) o al archivo completo de números anteriores. Por otra parte, se tiene el enlace a la sección de la web dedicada a la PEPRI (Plataforma Española de I+D en Protección Radiológica), el buscador de fichas de radioisótopos que ya estaba disponible anteriormente, así como dos nuevas y potentes herramientas: el calendario de convocatorias y el visualizador de los últimos mensajes distribuidos por el Twitter de la SEPR.

En la parte central inferior hay un área específica reservada a los anuncios de cursos de formación más inmediatos así como al calendario completo de eventos, del que nos ocupamos en el siguiente apartado.

Los logos y enlaces de los socios colaboradores se han destacado en la banda inferior de la pantalla. Igualmente, en la zona inferior se incluyen enlaces útiles y “la frase del mes”, para motivar a la reflexión...



Pantalla principal de la nueva web de la SEPR, con algunas indicaciones para ayudar a conocerla.

CALENDARIO DE CONVOCATORIAS

El calendario de convocatorias, que se reproduce en la Figura 1, se ha organizado por categorías: cursos, jornadas, congresos, conferencias, identificados además por un código de colores. Hay múltiples posibilidades de acceder a los anuncios de eventos: por días, semanas o meses o empleando el buscador que también se tiene en esta página. En cada evento o convocatoria se puede acceder directamente al anuncio completo.

ÁREA DE SOCIOS Y FORO

Una vez que se accede como socio se entra en la página de bienvenida que se muestra en la Figura 2. Ahí tenemos un acceso directo a la consulta y modificación de datos personales, desde la que mantener actualizados los mismos, y la puerta de entrada a las zonas más exclusivas para los miembros de la SEPR: los documentos descargables, los contenidos multimedia, la revista RADIOPROTECCIÓN y el Foro de socios. También se puede acceder a todos esos contenidos desde la pestaña superior de la página titulada "SOCIOS", que se muestra solamente cuando nos hayamos conectado debidamente con nuestras credenciales. También se indican dos botones (superior y lateral derecho) desde los que se puede cerrar la sesión.

Dentro del área de socios, es de especial importancia el Foro, a través del cual se han mantenido en el pasado numerosas discusiones sobre temas específicos, se han difundido noticias, se han pedido comentarios a documentos en elaboración, etc. Todas estas funciones se van a seguir manteniendo, y se ha buscado darle aún más dinamismo y versatilidad, para lo cual es necesaria la participación activa de todos los socios.

La pantalla de entrada al Foro de socios se muestra en la Figura 3. En ella, los temas aparecen clasificados por categorías, que podrán ir cambiando según surja la necesidad. También se muestra en el lateral derecho una eco de los últimos mensajes cargados en el Foro. Cuando el icono de una categoría es de color verde, ello implica que dentro de la misma hay otras subcategorías o temas de debate. En la línea superior se tiene un menú de acceso a diferentes funciones, con las cuales poder participar en el Foro: Mensajes recientes; Nuevo tema; Sin respuesta; Mis temas; Perfil; Ayuda; Buscar. Lo mejor para aprender a navegar es empezar a usarlo. Por ejemplo, en el menú de búsqueda, hay múltiples posibilidades: por palabras clave, por nombre del usuario, por fecha, por categorías, etc.

Una observación importante a destacar es que para participar en un tema o categoría concreto el socio debe suscribirse al mismo: no se recibirán todos los mensajes por defecto, como ocurría en el pasado, ya que se considera que puede ser una molestia para algunas personas. Es decir, que la participación en el Foro debe activarse por parte del socio. La recomendación es que activemos todas las categorías que nos puedan interesar si no queremos perdernos detalle de lo que pase en el Foro.

REDES SOCIALES DE LA SEPR

En paralelo a la página web, las redes sociales de la SEPR siguen manteniendo un alto flujo de noticias, eventos y actividades relacionadas con la protección radiológica. Cada una de ellas tiene más de 500 publicaciones al año. Se puede acceder a través de sus correspondientes accesos directos en la pantalla principal de la página web de la SEPR. En Twitter tenemos más de 650 seguidores y seguimos a 52 personas u organizaciones y en LinkedIn tenemos casi 1.300 contactos. Pero donde realmente destaca la presencia de la SEPR es en Facebook, con 11.400 seguidores -personas o instituciones-. ¡Las cifras continúan creciendo!

Se puede acceder a través de sus correspondientes accesos directos en la parte superior central de la página web de la SEPR o desde estos enlaces:

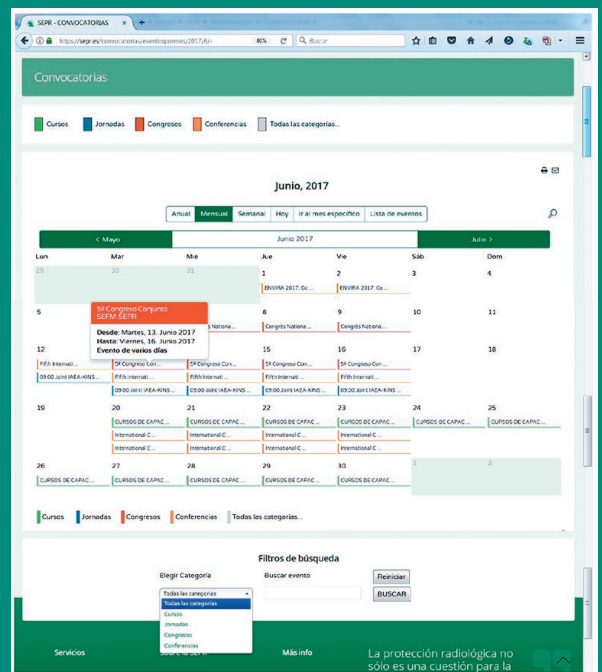


Figura 1. Una de las pantallas del calendario de convocatorias, mostrando todo un mes, con un evento seleccionado y el menú de selección desplegado en la zona inferior.

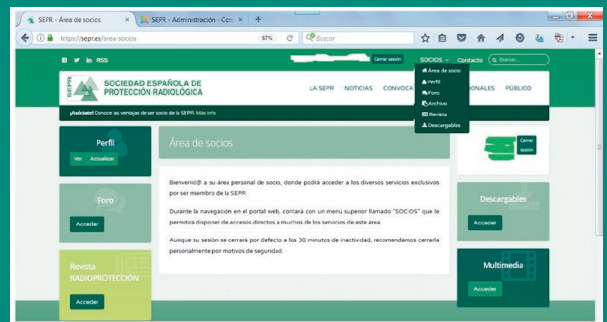


Figura 2. Pantalla de bienvenida del área de socios.

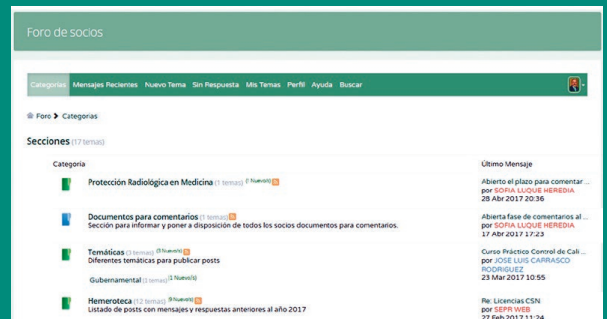


Figura 3. Pantalla de entrada al Foro de socios de la SEPR.

COMENTARIOS FINALES

La nueva página web está teniendo muchas visitas desde su conexión, más de 500 por semana, con secciones como la suscripción al boletín de noticias a la cabeza del número de visitas. Destacan también las secciones de Convocatorias y la Revista, cuyo último número ha recibido casi 900 visitas desde su apertura. Probablemente en poco tiempo se superarán las cifras del pasado.

Está aún en desarrollo la programación de la sección de preguntas y respuestas que la SEPR ofrece al público en general. Se anunciará debidamente cuando esta sección se haya completado.

LA JUNTA DIRECTIVA INFORMA

La Junta Directiva de la SEPR celebró su primera reunión del presente año el día 10 de marzo de 2017 en el Ciemat.

Durante la misma, la presidenta, Mercè Ginjaume, informó sobre las actividades llevadas a cabo en el último periodo, entre las que cabe destacar las siguientes:

El grupo de trabajo de la Directiva europea 59/2013/EURATOM se reunió el pasado mes de enero, habiendo configurado ya un borrador del programa previsto para la celebración de una Jornada sobre esta Directiva a celebrar en 2017, para la que, además, ya se ha confirmado la participación de otras Sociedades y Organismos.

Se han subido a la web las nuevas ventajas para los socios colaboradores, aunque se sigue trabajando en buscar nuevas actividades que puedan resultar interesantes para estos.

Se aprobó el borrador del contenido de la jornada *La protección radiológica en 2016*, a celebrar el 19 de abril.

Se mostraron los datos más relevantes de la organización del congreso conjunto SEPR-SEFM de Gerona, en el que se han presentado 555 trabajos.

Se aprobó el nombramiento como socios de honor a los socios de la SEPR cuyos nombres se harán públicos en el próximo Congreso de Gerona.

Seguidamente, el vicepresidente, Borja Bravo, presentó el plan de actividades provisional para 2017, que se muestra en el cuadro adjunto.

Asimismo, se aprobó y firmó el nuevo procedimiento de becas y ayudas de la SEPR que se encuentra disponible en la sección de *descargables* de la web de la SEPR.

Para finalizar su intervención, el vicepresidente informó de que ante la solicitud por parte de IRPA de propuestas para la elaboración de guías y temas de discusión a las Sociedades, ya anunciada en el último número de la revista, se encuentran en desarrollo varias propuestas acerca del estudio de las dosis al cristalino, de la seguridad nuclear en el ámbito sanitario, del principio de cultura de protección radiológica en la gestión de residuos y de las industrias NORM.

A continuación, Ana Romero, como representante de la SEPR en el Comité CTN 73 de UNE (anteriormente AENOR), explicó la participación de la SEPR en el mismo. Se acordó que la SEPR, como miembro del Comité, enviaría las nuevas normas que le lleguen para comentarios, a socios expertos seleccionados por el Comité Científico de la Sociedad a los que consultar según la temática de la norma, estando previamente informados de la confidencialidad de la información. Además, se informará a los socios a través del boletín de noticias o de la web, de la publicación de nuevas normas, la confirmación de las ya existentes o el paso a comentarios si son de uso público.

Posteriormente, la tesorera, Elena Alcaide, presentó el informe económico actualizado a fecha de 10/03/17, el presupuesto previsto para 2017 y el cierre definitivo de 2016, en los que se podía observar que se mantiene el balance estable habitual de los últimos años. Se aprobó reservar una partida del presupuesto para apoyar a PEPRI y se aprobaron las cuotas a cargar a los socios en 2017, que se mantienen iguales que las de 2016.

Actividades 2017	Observaciones
PUBLICACIONES	
Revista RADIOPROTECCIÓN	2 números ordinarios + 2 monográficos +
Página web de la SEPR	www.sepr.es
Pruebas de aceptación en diagnóstico por imagen (Fluoroscopia)	Descargable web (pendiente)
Estimación de dosis en tratamientos de hipertiroidismo	Descargable web (pendiente)
CURSOS Y TALLERES	
Curso de aplicación práctica de análisis del riesgo en Radioterapia	SEFM/SEOR Málaga (23-24 marzo)
Curso sobre procedimientos de calibración	UPC, Ciemat, CND Madrid (19-21 abril)
Curso PR en emergencias radiológicas	Enresa Valencia 2017
REUNIONES Y JORNADAS CIENTÍFICAS	
Jornada sobre Protección Radiológica 2016	Ciemat, CSN, Enusa, Unesa y Enresa Madrid (19 abril)
Jornada sobre Directiva 2013/59 EURATOM	Madrid (23 mayo)
Jornada sobre Transporte de material radiactivo en España	Enresa y CSN Madrid (octubre)
Jornada sobre Emergencias en instalaciones radiactivas	Por definir
OTRAS ACTIVIDADES EN LAS QUE COLABORA LA SEPR	
Reunión Anual Sociedades PR Europeas (EURPA)	Austria (septiembre/octubre)
EXPOSICIÓN PERMANENTE	
Expo'PR	Enresa Centro Tecnológico Mestral Vandellós (Tarragona)

Finalmente, la Secretaria General, Sofía Luque, presentó las altas y bajas de socios del último periodo para su aprobación.

Sofía Luque. Secretaria General de la SEPR

Representación de la SEPR en el Comité CTN 73 de UNE

En el año 2017, la SEPR ha pasado a formar parte del Comité CTN 73 *Energía nuclear, tecnologías nucleares y protección radiológica* de la Asociación Española de Normalización (UNE, anteriormente Aenor), cuyo campo de actividad es la normalización de la industria nuclear en sus aplicaciones pacíficas, incluyendo combustibles, diseño, construcción y explotación de las instalaciones, en especial en sus aspectos de gestión de calidad e higiene y seguridad frente a las radiaciones. El comité está presidido por D. Fernando Legarda Ibáñez y lo constituyen 16 entidades entre las que se encuentran varias empresas, instituciones y asociaciones profesionales del campo de la tecnología nuclear y la protección radiológica. Actualmente, el comité CTN 73 tiene constituidos dos Grupos de Trabajo:

- GT 1 "Radiactividad natural en ambientes interiores"
- GT 2 "Manipulación remota nuclear"

Las principales actividades del comité son el mantenimiento del catálogo de normas UNE y el seguimiento de actividades de los comités internacionales CEN (Comité Europeo de Normalización) e ISO (*International Organization for Standardization*):

- CEN/TC 430 "Nuclear energy, nuclear technologies, and radiological protection".
- CEN/TC 230 "Water analysis".
- ISO/TC 85 "Nuclear energy, nuclear technologies and radiological protection"
- ISO/TC 147/SC 3 "Water analysis. Radioactivity measurements"

Los objetivos de la SEPR al participar en el comité CTN 73 es mantener actualizados a sus socios en el tema de normativa en materia de protección radiológica y contribuir a ampliar el catálogo de normas UNE así como a la toma de decisiones en la adopción y revisión de normas nacionales e internacionales, aportando los criterios de expertos de la SEPR en los distintos ámbitos abordados por el comité.

Ana María Romero
Vocal de la SEPR en el comité CTN-73 de UNE

PEPRI: Plataforma Nacional de I+D en Protección Radiológica

PEPRI es la plataforma tecnológica que tiene como objetivo promover las actividades de I+D+i en el campo de la Protección

- Radiológica (PR). Fue creada en julio de 2014, por iniciativa de la SEPR y está abierta a todas las entidades nacionales relacionadas con la I+D en PR de radiaciones ionizantes y no ionizantes. Actualmente cuenta con 67 miembros de todos los sectores relacionados con esta temática

Desde diciembre de 2016 se ha celebrado una reunión del nuevo Consejo Gestor (CG) tras la Asamblea del 2016, que tuvo lugar el 2 de febrero en el CSN, bajo la presidencia del consejero del CSN D. Fernando Castelló. En esta reunión se aprobaron una serie de medidas para mejorar el funcionamiento del Consejo Gestor y la actualización de representantes de los diferentes sectores. Así mismo se pusieron en marcha una serie de acciones derivadas del Plan Estratégico de PEPRI sobre la I+D en PR, relacionadas básicamente con la preparación de bases de datos de diferentes temáticas para mejorar el acceso de los miembros de PEPRI a información de interés para sus actividades de I+D. Esto ha dado lugar a la creación de 4 Grupos de Trabajo *ad-hoc* para desarrollar aspectos concretos del Plan.

También se actualizó la información sobre las iniciativas de proyectos de I+D que están preparándose dentro de la plataforma. Finalmente se acordó la participación en el Congreso de la SEPR de Gerona 2017 con dos sesiones paralelas, una sobre el *Programa de investigación en PEPRI. Estado actual y perspectivas de desarrollo* y otra sobre *Los retornos de la I+D en PR: ¿por qué no se aprovechan los resultados de la I+D en la práctica diaria de la PR?*

Comité de redacción

TE INTERESA

CONCESIÓN DE AYUDAS, BECAS Y PREMIOS DE LA SEPR



Si tienes menos de 35 años pincha aquí



Valoración del Curso práctico de calibración de equipos de medida de protección radiológica

La SEPR en colaboración con los tres laboratorios de metrología de radiaciones ionizantes en el ámbito de la protección radiológica en España: Laboratorio de metrología de radiaciones ionizantes (Ciemat), Laboratorio de calibración (CND), Laboratorio de calibración y dosimetría (UPC) organizó del 19 al 21 de septiembre en las instalaciones de la Unidad de formación y del Laboratorio de metrología de radiaciones ionizantes del Ciemat, en Madrid, la segunda edición del Curso práctico de calibración de equipos de medida de protección radiológica.



El curso incide en la presentación teórica y la aplicación práctica de los procedimientos de calibración de dosímetros personales, monitores portátiles y de área para la vigilancia ambiental y monitores de contaminación superficial, así como en la aplicación de la *Guía para la expresión de la incertidumbre de medida* (GUM). Se presentaron los conceptos básicos de la metrología de las radiaciones ionizantes, así como las herramientas necesarias para saber interpretar y corregir de manera adecuada los controles de vigilancia radiológica. Se realizó una visita a los laboratorios de calibración de radiación gamma, radiación beta y radiación neutrónica del Ciemat.

Respecto a la primera edición, el curso se ha alargado a 2,5 días, ampliando el tiempo dedicado a la visita de las instalaciones y a la resolución de casos prácticos. Participaron 20 personas, 53 % de las cuales fueron socios de la SEPR. Su distribución por sectores fue, aproximadamente, 30 % medicina

- y salud pública, 20 % investigación y docencia, 10 % industria
- y energía, 20 % actividades técnicas y comerciales y 20 % organismo regulador; su distribución geográfica: 75 % Madrid y zona centro, 15 % zona Norte (Galicia, País Vasco y Navarra) y 10 % zona Levante- Cataluña- Aragón. La valoración general del curso y el interés global sobre el mismo han sido satisfactorias, superior al 70 % y al 80 %, respectivamente. La valoración del profesorado, en general, ha superado el 90 %.

Como establece el recientemente aprobado procedimiento para concesión de ayudas, becas y premios de la SEPR, se ofreció una beca a una joven socia, cuya opinión acerca del curso ha sido la siguiente:

“He tenido la oportunidad de asistir al Curso práctico de Calibración de Equipos de Protección Radiológica celebrado del 19 al 21 de abril de 2017 en Madrid organizado por la SEPR, el CIEMAT, la UPC y el CND.

La teoría impartida se ha ceñido bien al tiempo disponible, generando en varios casos buenos debates por las necesidades de los alumnos ya que procedíamos de diferentes ámbitos profesionales (radiofísica hospitalaria, unidades técnicas de protección radiológica, laboratorios, Consejo de Seguridad Nuclear, universidades, etc.).

Las visitas a los laboratorios han sido muy interesantes, pudiendo ver la rigurosidad con la que deben trabajar para ofrecer los mejores resultados posibles. El que más me ha impactado ha sido el de calibración de detectores de neutrones, en parte por su gran tamaño (8x8x8 metros) y la piscina donde se albergan las diferentes fuentes.

Por último, los casos prácticos han sido muy útiles ya que hemos podido simular los pasos necesarios para calibrar distintos tipos de detectores así como los cálculos de las incertidumbres de los factores de calibración.

Personalmente me ha parecido un curso excelente y recomendable, con unos profesores muy implicados y grandes expertos en su campo. Agradezco a la SEPR la beca que me ha concedido para poder realizarlo y animo a todos a que se apunten en próximas ediciones.

Zulima Aza Villarrubia.

Residente de segundo año del Hospital Universitario La Paz (Madrid)*

Mercè Ginjaume,

presidenta de la SEPR

NOTICIAS de ESPAÑA

XVII Reunión convenio Unesa-Hospital General Universitario Gregorio Marañón

El pasado 24 de marzo tuvo lugar en el Salón de actos del Hospital Materno Infantil Gregorio Marañón de Madrid la XVII Reunión del Convenio Unesa-Hospital General Universitario Gregorio Marañón (HGUGM).

La primera sesión de la jornada estuvo moderada por el Dr. Alfredo Brún Jaen de Enresa y trató sobre las *Patologías prevalentes a partir de los 40 años de edad. Importancia para los Servicios de Prevención y Salud Laboral de las Instalacio-*

- nes Nucleares y Radiactivas. Envejecimiento e incapacidad laboral de los trabajadores. Criterios para el desarrollo de entornos laborales saludables, conferencia impartida por el Dr. Antonio Cirujano González, director Área de Prevención de Fremap Nivel Nacional.

La principal conclusión de esta primera sesión fue que es muy importante que las empresas, además de tomar medidas para reducir los riesgos laborales, también tomen medidas para reducir los riesgos no laborales (mejorar la salud general de sus trabajadores), ya que los datos muestran que de todas las incapacidades temporales sólo uno de cada seis es consecuencia

de un accidente laboral, mientras que cinco de cada seis se producen fuera del trabajo.

La segunda sesión, moderada por la Dra. Almudena Real Gallego del Ciemat, trató el tema *Avances en Dosimetría Biológica: 25 años después*, sobre el que se impartieron las conferencias: *Dosimetría Biológica en emergencias y accidentes. Servicio Médico de Atención a Irradiados y Contaminados* y otra titulada *Laboratorio de Dosimetría Biológica. Acreditación y programas de investigación*, por las Dras. Mercedes Moreno Domene y M^a Jesús Prieto Rodríguez, respectivamente, ambas del Laboratorio Dosimetría Biológica del HGUGM.

En la sesión se repasó la historia de la dosimetría biológica en el HGUGM, que comenzó a principios de 1980 cuando el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) apoyó la creación de un laboratorio de dosimetría biológica, en el centro de Radiopatología del HGUGM.

Se repasaron los avances realizados en las técnicas de dosimetría biológica que emplean linfocitos de sangre periférica, las cuales van desde el recuento de dicéntricos o micronúcleos, aberraciones cromosómicas inestables que permiten determinar las dosis de radiación ionizante recibida hace menos de un mes, hasta las técnicas de pintado de cromosomas con sondas fluorescentes (FISH, *Fluorescence in situ Hybridization*) que permiten, a través del recuento de translocaciones cromosómicas, determinar la dosis de radiación recibida en un pasado lejano.

Las técnicas de dosimetría biológica han tenido que adaptarse a las situaciones de emergencia tras un accidente nuclear o radiológico, en donde puede ser necesario determinar la dosis recibidas por un gran número de personas, dosis que pueden ser muy variables (desde dosis bajas a dosis muy altas de radiación). Así por ejemplo, en los últimos años se está trabajando con la técnica de la condensación prematura de cromosomas (PCC, *Premature Chromosome Condensation*), ya que permite determinar la dosis en mucho menos tiempo que las técnicas de dosimetría biológica mencionadas anteriormente. Esta circunstancia hace que este procedimiento se encuentre en futuro proyecto de investigación por parte del laboratorio de Dosimetría Biológica del HGUGM.

Desde su creación en 1988, el Laboratorio de Dosimetría Biológica del HGUGM hace investigación dirigida a mejorar la calidad asistencial, es decir, a optimizar la estimación de la dosis de radiación ionizante que ha sido recibida por una persona con datos de lectura anormal de sus dosímetros personales.

Un hito importante en la historia de la Dosimetría Biológica en el HGUGM y en España, fue la organización de la 1^a Reunión internacional a la que asistieron los mayores expertos del mundo en el área de la Dosimetría Biológica, de la que este año se cumplen 25 años.

En 2012 el Laboratorio de Dosimetría Biológica del HGUGM se convierte en el primer laboratorio de España, y el cuarto en el mundo en conseguir la acreditación ENAC según la norma UNE-EN-ISO/IEC 17025:2005. El laboratorio participa en diversas redes de dosimetría biológica, europeas e internacionales (BioDoseNet/REMPAN, Red latinoamericana de dosimetría biológica, RENEb).

El HGUGM cuenta con el único Servicio médico de atención a irradiados y contaminados de nivel I y II de España. Como tal, forma parte de los planes de emergencia nacionales y es el encargado de coordinar las acciones de todo el HGUGM en el plan de catástrofes externas. Desde su designación por el Ministerio de Sanidad en 1985 se han visto en consulta, más de 2.200 personas entre las que se incluyen no sólo pacientes y trabajadores profesionalmente expuestos, sino también tripulaciones aéreas o poblaciones control de la Comunidad de Madrid (estudiadas para determinar la frecuencia basal de dicéntricos). Otra de las actividades, es el estudio de posible teratogénesis en mujeres sometidas a estudios radiológicos, cifra próxima a 700 desde los años 90. El Laboratorio de Dosimetría Biológica del hospital, forma parte de este plan de emergencia.

La clausura de la jornada fue presidida por la Dra. Rosario Velasco García, vicepresidenta del Consejo de Seguridad Nuclear, y en ella intervinieron el Dr. Mariano Alcaraz, subgerente asistencial del HGUGM y el Dr. Miguel Ángel Lozano Barriuso, jefe del Servicio de Oncología Radioterápica del HGUGM.

Comité de redacción

Curso Nacional de Seguridad Cibernética en Instalaciones Nucleares

Del 13 al 17 de febrero de 2017 ha sido impartido en el CSN el Curso Nacional de Seguridad Cibernética en Instalaciones Nucleares organizado por el organismo regulador y la División de Seguridad Física Nuclear del Organismo Internacional de la Energía Atómica.

Esta actividad formativa ha sido considerada por el CSN de alto interés tanto para las autoridades competentes en materia de seguridad cibernética como para las instalaciones nucleares.

El curso ha estado fundamentalmente dirigido a especialistas en la materia de las instalaciones nucleares, autoridades nacionales (Centro Nacional de Protección de Infraestructuras Críticas del Ministerio del Interior, Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital, Centro Nacional de Inteligencia) y del CSN.

El diseño de este curso de seguridad cibernética ha estado enfocado a transmitir las orientaciones técnicas del OIEA que recoge el Manual de referencia número 17 *Seguridad informática en las instalaciones nucleares* y en la publicación número 37 *Metodología de Evaluaciones de seguridad informática en instalaciones nucleares*, completado con la preparación de ejercicios prácticos.

El planteamiento de esta actividad formativa ha favorecido el intercambio de información y experiencias en esta materia entre los asistentes entre sí y entre éstos y los ponentes. Han sido especialmente valiosas las aportaciones de los expertos internacionales invitados por el OIEA, especialmente el representante de la Nuclear Regulatory Commission (NRC).

En estas jornadas también se ha presentado el estado del arte en seguridad cibernética en nuestro país y, por tanto, la



estrategia nacional de protección cibernética en infraestructuras críticas, así como las medidas de seguridad que se están implantando en las centrales nucleares españolas.

El CSN es muy consciente de que la seguridad cibernética constituye en cierto modo una nueva disciplina en el ámbito regulador que va a requerir grandes esfuerzos y que tanto las autoridades competentes como las instalaciones reguladas deben estar preparados para afrontarla.

Los objetivos de los hipotéticos ataques cibernéticos pueden ser muy diversos y no excluyentes como por ejemplo el espionaje industrial, el tratar de interrumpir el suministro normal de energía eléctrica a las industrias y ciudadanos, el crear daños en el funcionamiento de las infraestructuras críticas, etc.

Desde el punto de vista del CSN, las mayores preocupaciones son los hipotéticos ataques cibernéticos a instalaciones nucleares que pudieran suponer un aumento de riesgo radiológico para la población.

Por todo ello, las instalaciones nucleares, el Centro Nacional de Protección de Infraestructuras Críticas de la Secretaría de Estado de Seguridad, el Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital y el CSN, están colaborando estrechamente para, en la medida de lo posible, garantizar altos índices de seguridad cibernética en el sector nuclear.

El CSN entiende que la implantación de los sistemas de ciberseguridad ineludiblemente pasa por el desarrollo de una regulación y normativa específicas de seguridad cibernética directamente aplicable a las instalaciones nucleares, así como por el establecimiento de los criterios y procedimientos correspondientes para la evaluación y control de su correcta aplicación.

Entre los aspectos más destacados transmitidos y discutidos durante el curso y que son aplicables a las instalaciones españolas, se pueden citar los siguientes:

- La necesidad de incorporar la seguridad cibernética en la operación de los sistemas informáticos, sistemas de comunicación y redes digitales de las instalaciones nucleares. Especialmente en aquellos equipos, sistemas y componentes relacionados con la seguridad nuclear, protección radiológica, protección física y respuesta ante emergencias.


- La necesidad de establecer a nivel nacional una Amenaza Base de Diseño (ABD) relacionada con los posibles ataques cibernéticos.
- La conveniencia de desarrollar en las instalaciones nucleares programas de seguridad cibernética para hacer frente a la citada ABD.
- El establecimiento de los programas y criterios de seguridad cibernética, así como la ejecución de su evaluación y control, requieren la creación de equipos de especialistas multidisciplinares.
- La experiencia y el esfuerzo en formación de los citados equipos son fundamentales.
- La manera más eficaz y eficiente de implantar los programas de seguridad cibernética y su regulación en el sector nuclear, sería a través del establecimiento de canales de colaboración entre las autoridades competentes en la materia y entre éstas y las instalaciones nucleares.
- Por último cabe destacar, desde el punto de vista de la valoración del curso, las siguientes particularidades:
 - El curso ha resultado de gran interés ya que en pocas actividades formativas de estas características se han realizado tantas intervenciones y preguntas por parte de la audiencia. El curso se ha transformado en un foro de discusión e intercambio de información muy útil para todos: autoridades, reguladores y regulados.
 - Ha sido transmitido el estado actual de las recomendaciones en esta materia del OIEA, las cuales están en continua evolución, así como el estado del arte en España de la ciberseguridad a nivel general que ha resultado muy interesante y práctico.
 - Las exposiciones relativas a los procesos de implantación de los sistemas de seguridad cibernética en los EE.UU., regulados por la NRC, han sido clases magistrales de la que todos los participantes han obtenido numerosas lecciones aprendidas tanto teóricas como prácticas.
 - Sin duda el curso ha podido constituir un punto de partida muy útil para avanzar técnicamente de manera compartida en esta complicada disciplina.

*Miguel Calvín Cuartero
Subdirector de Emergencias y Protección Física, CSN*

Reunión Anual de Eurados AM2017

La Reunión Anual AM2017 de la plataforma Eurados (*European Radiation Dosimetry Group*) tuvo lugar en el KIT (Karlsruhe Institute of Technology), Alemania, del 27 de febrero al 3 de marzo de 2017 con un nuevo record de asistencia (350 participantes). El programa de este evento anual consistió en reuniones de los grupos de trabajo, la Asamblea General de Eurados, la 10ª edición de la *Winter School*, la presentación de los resultados de la Intercomparación IC2016ph de dosimetría externa, reuniones de proyectos europeos como Shamisen y Cathymara que finalizan en mayo de 2017 (Operra Call, 7PM EURATOM) y la reunión del Consejo de Dirección (*Council*) de Eurados. Además se organizó con gran éxito la primera edición de la iniciativa *Learning Network* para servicios de dosimetría personal y un nuevo contacto oficial de Eurados con EANM (Asociación Europea de Medicina Nuclear). La participación española fue también de record, con asistencia de varios representantes del CSN, Ciemat, Tecnatom, UPC, Centro de dosimetría S.L., CND e Infocitec.

El número de miembros (*Voting Members*) de Eurados es ahora de 65 instituciones con más de 500 expertos (*Associate Members*) no sólo de Europa sino también de América y Asia. Eurados y Ciemat son socios del Consorcio EJP-Concert (H2020) de la Comisión Europea para la integración de la investigación de la protección radiológica (2016-2020). El director de Eurados, Werner Rühm, presentó los resultados del *workshop* organizado en Munich por el *Council* para conocer las visiones de 27 partes interesadas (*stakeholders* como ICRP, ICRU, OIEA, ISO,...) en el campo de la dosimetría de radiaciones ionizantes y de la protección radiológica, y así actualizar la Agenda Estratégica de Investigación (SRA) de Eurados (objetivo del WP2 de Concert). Las principales conclusiones obtenidas de este iniciativa indican que Eurados debe profundizar en líneas de investigación en Dosimetría en el campo de la Medicina tanto en Radioterapia como en Radiodiagnóstico, debe ofrecer formación en dosimetría de apoyo a los distintos campos de la protección radiológica y de la medicina y debe avanzar en procedimientos relacionados con exposición en escenarios de emergencia radiológica y nuclear.

- La *Learning Network* para servicios de dosimetría personal surgió como una iniciativa del WG2 para promover la armonización en el sector a nivel europeo, a raíz del interés mostrado en los últimos congresos internacionales organizados en la materia (IM2015). Dada la periodicidad de estos congresos, se creyó conveniente facilitar un foro donde poder poner en común los temas que afectan habitualmente a estos servicios, así como ofrecer una oportunidad de formación periódica para el personal que trabaja en los mismos. La jornada comenzó con una conferencia sobre la nueva legislación europea en materia de protección de datos personales y su impacto práctico en los servicios de dosimetría. Durante la jornada, se realizaron cuatro breves presentaciones (*Ensayos de caracterización de sistemas dosimétricos realizados en las dependencias de los servicios; Garantía de calidad de los ensayos y de las calibraciones; Utilización de las encuestas de satisfacción e información procedente de los clientes para mejorar la prestación del servicio; Informes de resultados*), que pusieron sobre la mesa las principales dificultades con que se encuentran habitualmente los servicios. A continuación, los asistentes se dividieron en grupos de trabajo en función de los cuatro bloques temáticos y se desarrollaron discusiones sobre los enfoques que se siguen en los distintos países para cada uno de los temas. Finalmente, se realizó una puesta en común de las conclusiones alcanzadas en los grupos y se emplazó a los asistentes a participar en un foro creado al efecto (<http://ims.prophbb.com/> ) , así como a la asistencia a futuras convocatorias de la red.
- El programa de la *Winter School* se preparó desde el grupo de trabajo WG7 que coordina el Ciemat. Se presentaron ponencias sobre el marco de la protección radiológica con la perspectiva actual de la ICRP en dosimetría interna ocupacional (publicaciones OIR, *Occupational Intakes of Radionuclides* en curso que implementan ICRP103), las nuevas *Recomendaciones Técnicas Europeas para la medida y cálculo de dosis de radionucleidos incorporados al organismo en el lugar de trabajo* (a publicar en 2017), la normativa ISO y la dosimetría interna en aplicaciones específicas como la micro y la nanodosimetría, la epidemiología y las emergencias radiológicas. Desde el punto de vista de la Medicina se presentaron dos interesantes ponencias en relación a los retos actuales de la medicina nuclear y al uso de radiofármacos, haciendo hincapié en el nuevo uso de emisores alfa (como el Ra-223) en Medicina.

La Asamblea General permitió la reelección de varios miembros del *Council*, incluidos el director de Eurados y la representación española por parte del Ciemat; así mismo se cuenta con un nuevo representante del IRSN (Francia) que se incorpora al grupo de dirección de la organización. Eurados



ha planteado la actualización de su Constitución que deberá aprobarse por los *Voting Members*. También está en curso una vinculación oficial Eurados-ICRP que implica sobre todo a los grupos de trabajo WG6 de Dosimetría Computacional y WG7 de Dosimetría Interna con el Comité 2 de ICRP. Por parte del Centro Nacional de Dosimetría se realizó una presentación mediante la que se solicitaba ingresar en Eurados como *Voting Member*, siendo ésta admitida por el Council, tras lo que el CND pasó a engrosar el número de entidades españolas con derecho a voto que forman parte de la red.

Respecto a los programas de los grupos de trabajo, destacar que se han presentado los resultados preliminares de la primera intercomparación europea de dosímetros de cristalino con fuentes de fotones y radiación beta (IC2006e, WP12) y dos nuevas intercomparaciones una de dosimetría de neutrones (WG2) y otra de cálculo de dosis por exposición interna (WG7). El grupo de trabajo WG3 de dosimetría ambiental que coordina el INTE-UPC está implicado en tareas del proyecto europeo Confidence (1^{er} Call de Concert 2017-2020) para la reducción de incertidumbres en la toma de decisiones en escenarios de emergencias radiológicas en el que participan Ciemat y la Universidad de Extremadura, y en el proyecto *Preparedness* en el marco de la convocatoria EMPIR 2016 de Euramet en dónde un aspecto principal será la medida de la contaminación radiactiva con la utilización de drones en situaciones de emergencia y que cuenta con la participación del INTE-UPC y la Universidad del País Vasco. Desde el grupo de trabajo WG6 de Dosimetría Computacional se ha propuesto una nueva edición del curso *Voxel Phantom School* con aplicaciones en dosimetría externa y en dosimetría interna.

La próxima Reunión Anual de Eurados AM2018 se celebrará en Lisboa, a orillas del Atlántico, en febrero de 2018.

María Antonia López Ponte
Ciemat-Dosimetría Interna

Trabajos del WGE de HERCA

(Oxford, Inglaterra (13-14 de marzo de 2017))

La Asociación de Autoridades Competentes Europeas en materia de Protección Radiológica (*Heads of the European Radiological Protection Competent Authorities*, HERCA) ya identificó desde su fundación la necesidad de trabajar en la armonización de las estrategias de respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas, incluyendo la fase de preparación ante las mismas. En 2011, y con este objetivo, se creó el Grupo de Trabajo de Emergencias (*Working Group on Emergencies*, WGE), que ha tenido como *Chairs* (Presidentes) hasta la fecha a Patrick Majerus, de Luxemburgo, y Georges Piller, de Suiza.

El mayor logro del WGE ha sido elaborar una estrategia de armonización, conocida como *HERCA-WENRA Approach for a better cross-border coordination of protective actions during the early phase of a nuclear accident* (*HERCA-WENRA Approach*, de manera reducida), que incorpora tanto la propuesta desarrollada por el WGE para la fase de preparación y la fase temprana durante la respuesta, y sobre la que ya se publicó una

reseña en esta revista, como la elaborada por el grupo ATHLET (*HERCA-WENRA Ad hoc High-Level Task force on emergencies*), un grupo de trabajo conjunto de HERCA y WENRA que desarrolló en el año 2014 una estrategia de respuesta para los primeros momentos de un accidente severo en una central nuclear sobre el que se dispusiera de muy poca o nula información. Este documento fue aprobado en octubre de 2014 por una reunión conjunta de los plenarios de HERCA y WENRA.

Otros hitos importantes en los trabajos del WGE son los siguientes:

- Esta propuesta incluye la información a la población residente en el lugar del accidente, los consejos a seguir por dicha población, la forma en que se transmitirán ambas indicaciones y los procedimientos de cribado relacionado con la posible contaminación de la población que regresa a su origen tras el accidente.
 - Elaboración de un modelo de lo que se ha dado en conocer como *Country Fact Sheet*, un formato modelo que cada país de HERCA debe cumplimentar con toda la información que se ha encontrado relevante en relación con sus planes de preparación y respuesta ante emergencias (EP&R) y que podrían ser de mucha utilidad para los países vecinos a la hora de hacer el seguimiento y poner en práctica las recomendaciones del *HERCA-WENRA Approach* en caso de ocurrir un accidente en un país europeo miembro de HERCA.
 - Organización de un taller a nivel europeo para la involucración de las autoridades de protección civil de los países miembros de HERCA en la implantación a nivel nacional e internacional del *HERCA-WENRA Approach*. Este taller fue organizado por Eslovenia en junio del año 2016 y logró la participación de la mayoría de los países europeos, que trajeron representación de las autoridades tanto en protección radiológica, como en protección civil, así como de la Comisión Europea y del OIEA.
- En la actualidad, los trabajos del WGE se centran en los siguientes aspectos:
- Elaboración de un modelo de consenso del informe conocido como *Common Situation Report* (Informe Común de Situación, CSR). Este informe se menciona en el *HERCA-WENRA Approach* como una tarea a realizar en una fase posterior de la emergencia, que debería ser aceptado por los países afectados y que sería de utilidad para coordinar medidas de protección más allá de las implantadas durante la fase temprana de la emergencia. En este proceso se ha tenido una relación muy estrecha de seguimiento de las actividades del OIEA en relación con su proyecto de *Assessment and Prognosis* (Evaluación y pronóstico) para, por un lado, evitar duplicidad de esfuerzos en esta materia, y por otro, tratar de influir en el desarrollo por parte del OIEA de ese proyecto para acercarlo en la medida de lo posible a lo que HERCA considera necesario y de utilidad en esa fase de la emergencia.
 - Coordinación de medidas de protección transfronterizas, más allá de lo acordado dentro del *HERCA-WENRA Approach* y, dentro de lo que cabe, sin que sea necesario homogeneizar niveles de referencia o de intervención entre países vecinos.

- Seguimiento de la implantación del *HERCA-WENRA Approach*. Tras su aprobación en octubre de 2014, el éxito de la estrategia que ahí se describe pasa por que su implantación sea coherente y homogénea en los diferentes países de HERCA. Con objeto de conocer el grado y la manera de implantarlo, dentro del WGE se han definido una serie de hitos que cumplirían con lo requerido por el *HERCA-WENRA Approach*, y una serie de criterios para considerar cada uno de los hitos satisfecho, en vías de serlo, o todavía sin acometer.

Entre los asuntos que están relacionados con EP&R y que podrían ser objeto de los trabajos del WGE en el futuro están los siguientes:

- Desarrollo de criterios homogéneos para la realización del triaje en relación a la contaminación externa del personal afectado por un accidente nuclear.
- Coordinación de las demandas de participación en ejercicios internacionales en materia de EP&R para que no se dupliquen esfuerzos y se optimice la participación de países, organizaciones y autoridades en todos los ámbitos que podrían verse afectados por una emergencia nuclear.
- Actuaciones a seguir en el ámbito del comercio nacional e internacional en el caso de que ocurra un accidente nuclear en un país europeo y se produzca la contaminación superficial de amplias zonas del continente por deposición de los materiales radiactivos de la nube

Alfredo Mozas García, CSN

La Comisión Europea acoge con satisfacción el lanzamiento de un nuevo proceso de revisión de la seguridad nuclear


La Comisión Europea acoge con satisfacción la aprobación por parte del Grupo Europeo de Reguladores de Seguridad Nuclear (ENSREG) de los documentos de referencia necesarios para poner en marcha la revisión por pares de la *Gestión del envejecimiento de las centrales nucleares*. Este es el primero de una serie de revisiones por pares sobre la seguridad nuclear en Europa que se llevará a cabo cada seis años, de conformidad con la Directiva de seguridad nuclear de la UE, revisada en 2014. El tema *Gestión del envejecimiento* se eligió sobre la base del perfil de edad y considerando el posible funcionamiento a largo plazo de las centrales nucleares europeas.

El ejercicio de revisión por pares ha sido desarrollado por ENSREG, un grupo consultivo independiente y experto con miembros de todos los países de la Unión Europea y la Comisión Europea, con el apoyo técnico de la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental (WENRA). Esta revisión evaluará el envejecimiento de los principales componentes importantes para la seguridad de las centrales nucleares y de los reactores de investigación nuclear con una potencia igual o superior a 1 MW. Esto incluirá, en particular, recipientes de presión de reactores, cables eléctricos, tuberías y estructuras de contención de hormigón.

Los informes nacionales de evaluación de los reguladores nucleares nacionales se publicarán antes de finales de 2017

- y el proceso de revisión por pares se llevará a cabo durante el primer semestre de 2018. Los informes finales se publicarán antes de finales de 2018. Durante el desarrollo de esta revisión por pares, se vienen realizando extensas consultas públicas que continuarán hasta su fin, como se describe en el plan de participación de las partes interesadas que ha sido desarrollado por ENSREG.

La Directiva revisada de seguridad nuclear de la UE se adoptó en respuesta al accidente ocurrido en la central nuclear de Fukushima Daiichi, en Japón, en 2011. Además, se llevaron a cabo pruebas de tensión en todas las centrales nucleares de la UE para comprobar que las normas de seguridad existentes eran suficientes para cubrir eventos inesperados extremos.

Más información en: <https://ec.europa.eu/energy/en/news/commission-welcomes-launching-new-nuclear-safety-review-process> 

Declaración de ICNIRP sobre dispositivos diagnósticos que utilizan radiación no ionizante: reglamentos existentes y potenciales riesgos para la salud

En marzo de 2017 se publicó una Declaración de la *International Commission on Non-Ionizing Radiation (ICNIRP)* que trata sobre el uso de radiación no ionizante (RNI) con fines de diagnóstico clínico. Dicho método de diagnóstico permite una evaluación no invasiva de la estructura y función del cuerpo humano y es ampliamente empleado en la atención médica. ICNIRP ha publicado declaraciones anteriores sobre la protección de los pacientes durante la resonancia magnética médica, pero los métodos de diagnóstico utilizando otras formas de RNI no se han considerado hasta la fecha. Esta declaración revisa la gama de dispositivos RNI de diagnóstico actualmente utilizados en los entornos clínicos; documenta las regulaciones y políticas relevantes que cubren pacientes y trabajadores de la salud; revisa la evidencia en torno a posibles riesgos para la salud de los pacientes y trabajadores de la salud expuestos al RNI de diagnóstico; e identifica situaciones de alta exposición a RNI de dispositivos de diagnóstico en los que los pacientes o los trabajadores de la salud podrían no estar adecuadamente protegidos por la normativa vigente. La declaración no constituye ningún juicio sobre si los límites reglamentarios actuales son o no apropiados. Más bien, se centra en si hay evidencia de que no protegen contra riesgos demostrables y, si es así, qué riesgos se podrían esperar. Además, identifica brechas en las pruebas actualmente disponibles que pueden enmascarar riesgos importantes no reconocidos y que deberían ser una prioridad para investigaciones futuras.

Referencia: ICNIRP. *ICNIRP Statement on Diagnostic Devices Using Non-Ionizing Radiation: Existing Regulations and Potential Health Risks*. Health Phys 112(3):305–321; 2017.

Disponible en: http://www.icnirp.org/cms/upload/publications/ICNIRPDagnostic_2017.pdf 

Publicaciones OIEA

Situación de las actividades relacionadas con el radón en los Estados miembros que participan en proyectos de cooperación técnica en Europa



IAEA TECDOC NO. 1810

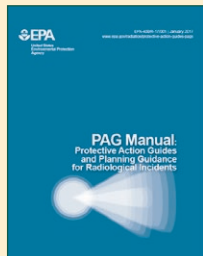
Esta publicación resume la situación de los programas de radón a comienzos de 2014 en los Estados miembros de Europa que participan en el proyecto de cooperación técnica del OIEA (en inglés, International Atomic Energy Agency (IAEA)) sobre el establecimiento de enfoques mejorados para el control de la exposición pública al radón. El estado actual se determinó a partir de respuestas a un cuestionario que abarcaba los siguientes elementos de un plan nacional de acción sobre el radón: regulación y estrategias; estudios de medición del radón; establecimiento de niveles de referencia; control del radón en los edificios existentes y en los futuros; educación y formación de profesionales; e iniciativas de sensibilización del público.

ISBN: 978-92-0-100617-2

Disponible en:

Publicaciones EPA

PAG 2017 Manual: Protective action guides and planning guidance for radiological incidents



La agencia de protección del medioambiente de los Estados Unidos (Environmental Protection Agency, EPA) ha desarrollado la versión 2017 de este Manual PAG (*Protective Action Guide*) para ayudar a los funcionarios públicos en la planificación de la respuesta de emergencia a incidentes radiológicos. Este Manual proporciona criterios de protección radiológica para su aplicación a todos los

incidentes que requieran la consideración de acciones de protección. Los PAG son guías para ayudar a seleccionar acciones de protección bajo condiciones de emergencia durante las cuales las exposiciones ocurrirían durante períodos de tiempo relativamente cortos. No se pretende que se apliquen como criterios numéricos estrictos, sino como pautas a considerar en el contexto de factores específicos de incidentes. Los PAG no establecen un nivel aceptable de riesgo para condiciones normales, no de emergencia, ni representan la frontera entre condiciones seguras e inseguras. Los PAG no son regulaciones o estándares legalmente vinculantes y no reemplazan ninguna ley ambiental. Para obtener información sobre las funciones, responsabilidades y autoridades durante la respuesta y la recuperación de emergencia, consulte el Marco de Respuesta Nacional: Específicamente para incidentes radiológicos, el Anexo de Incidentes Radiológicos Nucleares:

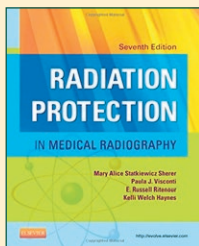
Disponible en:

Más información:

Divulgación

Protección radiológica en radiografía médica

Mary Alice Statkiewicz Sherer, Paula J. Visconti, E. Russell Ritenour, y Kelli Haynes



Esta 7ª Edición facilita la comprensión de los conceptos básicos y complejos en la protección contra las radiaciones, la biología y la física. Su cobertura concisa fomenta el uso seguro de la radiación ionizante en todas las modalidades de imagen, e incluye los efectos de la radiación en humanos en los niveles celular y sistémico, los límites reguladores y de

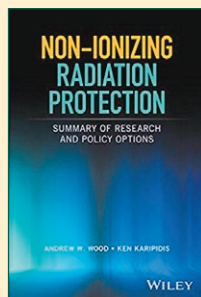
asesoramiento para la exposición humana a la radiación y la implementación de prácticas de seguridad radiológica para pacientes y personal. Esta edición además proporciona un nuevo contenido sobre el impacto de los niveles de radiación durante la crisis de la central nuclear que siguió al terremoto/*tsunami* de 2011 en Japón.

ISBN: 9780323172202

Disponible mediante pago en:

Protección contra la radiación no-ionizante

Andrew W. Wood, Ken Karipidis



Esta revisión exhaustiva enfocada en la protección contra la radiación no-ionizante (RNI) describe sus características y analiza la relación entre la exposición y sus efectos biológicos, así como las conocidas relaciones dosis-respuesta asociadas a cada rango de exposición a RNI. Toma un enfoque exclusivamente holístico del concepto de salud que se basa en la definición de la Organización Mundial de la Salud (OMS) para incluir no sólo la

ausencia de enfermedad, sino el bienestar físico, mental y social de los individuos y la población. Revisa los riesgos (potenciales y establecidos) y protecciones, junto con cuestiones de regulación asociadas a cada rango de exposición. Incluye entre otra información: revisiones de hallazgos científicos sobre la seguridad de la exposición a RNI y la lógica detrás de la regulación actual. Describe dispositivos de monitorización, junto con los riesgos establecidos y potenciales de cada tipo de exposición. Describe las protecciones adecuadas contra la luz ultravioleta y los rayos láser, radiación RF, campos ELF y otras formas de RNI. Discute cómo evitar lesiones a través de programas de capacitación ocupacional o de concienciación pública, y cómo realizar evaluaciones médicas en casos de lesiones sospechosas. Considera cómo decidir sobre ciertas medidas de mitigación, basándose en análisis de coste-beneficio.

ISBN: 978-0-471-44681-1

Disponible mediante pago en:

CONVOCATORIAS

“más información en www.sepr.es”

JUNIO

• 5º Congreso Conjunto SEFM-SEPR

Fecha: 13/06/2017

Hora: 9:00


Lugar: Girona

El Comité Organizador del 5º Congreso Conjunto SEFM-SEPR cordialmente informa de la celebración del mismo en el Palacio de Congresos de Girona del 13 al 16 de junio de 2017.

El lema del Congreso es “La radiación: progreso y salud”. Desde esta visión amplia y que pone de relieve nuestra aportación a la sociedad, se está acabando de desarrollar el contenido científico al que os animamos a participar con vuestras comunicaciones. En breve se detallará la información en cuanto a la remisión de resúmenes, aunque ya se adelanta que la fecha límite para el envío será el 23 de diciembre de 2016.

El 5º Congreso Conjunto de SEFM y SEPR es el evento de referencia en el campo de la física médica y la protección radiológica que se realizará en el Palacio de Congresos de Girona, situado en el Parc de la Devesa de la capital gerundense y con toda la infraestructura necesaria para albergar todo el programa científico, así como un espacio de exposición comercial que de manera diáfana albergará todas las empresas e instituciones que colaboren en el congreso.

Se adjunta una carta del Presidente del Comité Organizador, Carles Muñoz Montplet.

Más información: 

• 48th Annual Meeting on Nuclear Technology (AMNT 2017)

Fecha: 16/05/2017

Hora: 08:00


Lugar: Berlín (Alemania)

Entre el 16 y 17 de mayo del 2017 se celebrará la cuadragésimo octava Reunión Anual de Tecnología Nuclear (AMNT 2017) en el Estrel Convention Center de Berlín.

La AMNT es una de las conferencias de tecnología nuclear más reconocidas e implantadas de Europa y es un evento de obligada asistencia para los expertos internacionales que trabajan en la industria, los servicios públicos, investigación y desarrollo, la política y la administración.

El Programa AMNT cuenta con diversos formatos y con más de 150 conferencias de expertos relacionados con los tres temas clave:

- La experiencia en desmantelamientos y la gestión de residuos.
- Conocimientos técnicos e innovaciones sostenibles
- Mejoras en seguridad y operación

Más información: 

• NERIS Workshop 2017 & 8th General Assembly

Fecha: 17/05/2017

Hora: 08:00

Lugar: Lisboa (Portugal)

Entre el 17 y el 19 de mayo de 2017 se celebrará el Taller NERIS de 2017 y la 8ª Asamblea General.

La misión de la Plataforma NERIS es establecer un foro para el diálogo y el desarrollo metodológico entre todas las organizaciones y asociaciones europeas que participan en la


- toma de decisiones de las acciones de protección en situaciones de emergencia nuclear y radiológica y la recuperación en Europa.

El evento tendrá lugar en el campus tecnológico y nuclear de Bobadela (Portugal).

El taller NERIS 2017 proporcionará una oportunidad para discutir e intercambiar puntos de vista con los miembros NERIS, las organizaciones internacionales y las comunidades de la investigación sobre las prioridades de la Plataforma NERIS.

Las sesiones plenarias se organizarán sobre temas relacionados con las tres líneas de investigación del NERIS SRA:

- Desafíos en las evaluaciones de impacto radiológico durante todas las fases de los sucesos nucleares y/o radiológicos.
- Desafíos y estrategias en situaciones de emergencia y recuperación y ayuda a la decisión.
- Desafíos en la creación de un marco integral para la preparación de la respuesta y recuperación en emergencia .

Más información: 

• ENVIRA 2017: Conferencia Internacional sobre la Radiactividad Ambiental

Fecha: 29/05/2017

Hora: 08:00

Lugar: Vilna (Lituania)


Entre el 29 de mayo y 2 de Junio del 2017 se celebrará la Conferencia Internacional sobre la Radiactividad Ambiental (ENVIRA 2017).

El evento tendrá lugar en el Best Western Hotel, situado en la orilla derecha del río Neris de Vilnius, cerca del casco histórico, a sólo 5 minutos a pie de la catedral, el palacio de los Grandes Duques de Lituania, el castillo de Gediminas, así como las calles Pilies y Vokieciu.

La conferencia se centrará en todas las áreas de la radiactividad ambiental, incluyendo:

- Los recientes desarrollos en las tecnologías de análisis.
- El progreso en los estudios de radiactividad ambiental.
- El impacto de Fukushima en el medioambiente.
- Los radionucleidos naturales en el medioambiente.
- La radiactividad atmosférica.
- La radiactividad marina.
- El transporte de radionucleidos en el medioambiente.
- El modelado de los procesos ambientales.
- Los radionucleidos presentes en los estudios sobre el cambio climático.
- Los materiales de referencia para estudios de radiactividad ambiental.

Las conferencias Envira han sido un importante foro sobre los últimos logros en el campo de la radiactividad ambiental y técnicas radioanalíticas.

Más información: 

• ETRAP 2017

Fecha: 30/05/2017

Hora: 09:00

Lugar: Valencia

Entre el 30 de mayo y el 2 de junio de 2017 tendrá lugar la sexta Conferencia Internacional de Educación y Capa-


citación en Protección Radiológica que se celebrará en la Universidad Politécnica de Valencia (UPV). El evento está organizado por la ENS, SCK CEN, IRPA, EUTERP y la UPV, en colaboración con el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

La educación y la formación son los dos pilares básicos de cualquier política en materia de seguridad del lugar de trabajo. Los profesionales que trabajan con fuentes de radiación tienen una amplia gama de responsabilidades y objetivos en función de su puesto laboral, pero todos poseen una necesidad común triple:

- Una educación básica, así como la formación específica que proporciona el nivel requerido de comprensión de la radiación artificial y natural y su gestión,
- Normas para el reconocimiento de habilidades y experiencia,
- Una oportunidad para actualizar y poner a prueba los conocimientos y competencias adquiridos.

Las reuniones internacionales, publicaciones y recomendaciones que abarcan la cultura de seguridad en el ámbito de la protección radiológica subrayan cada vez más la necesidad de la educación y la formación. Además el cumplimiento de los requisitos de las directivas europeas específicas y las normas internacionales de seguridad básicas son cruciales en un mundo de mercados dinámicos y donde la movilidad de los trabajadores cada vez es mayor.

Ya se han organizado reuniones internacionales sobre educación y capacitación en protección radiológica con anterioridad. Estas reuniones se centraron en la evaluación comparativa de las experiencias y prácticas actuales e introdujeron un enfoque armonizado para la educación y la formación a nivel europeo. La primera reunión se realizó en Saclay (Francia) en 1999, la segunda tuvo lugar en Madrid (España) en 2003, la tercera en Bruselas (Bélgica) en 2005, la cuarta en 2009 en Lisboa (Portugal) y la última en 2013 en Viena (Austria).

Más información: 

• Congrès National de Radioprotection

Fecha: 07/06/2017


Hora: 09:00

Lugar: Lille (Francia)

Entre el 7 y 9 de junio del 2017 se celebrará el undécimo Congreso Nacional de Protección Radiológica, organizado por la Sociedad Francesa de Protección Radiológica (SFRP). El evento será una oportunidad para que todos los profesionales implicados en la protección contra las radiaciones ionizantes y no ionizantes en los campos de la investigación, medicina, industria y energía nuclear, puedan presentar sus últimos avances.

El simposio también será una oportunidad para hacer un balance de la transposición de la Directiva 2013/59/Euratom del 5 de diciembre 2013 a la legislación francesa por la que se establecen las normas básicas de protección radiológica y sus implicaciones prácticas.

El congreso tendrá lugar en el Lille Grand Palais de la ciudad Francesa de Lille.

Más información: 

Disponible en: 

• Fifth International Conference on Radiation and Applications in Various Fields of Research (RAD 2017)

Fecha: 12/06/2017


Hora: 09:00

Lugar: Budva (Montenegro)

Entre el 12 y 16 de junio de 2017 tendrá lugar la Cuarta Conferencia Internacional sobre la radiación y aplicaciones en diversos campos de la investigación (RAD 2017) que se celebrará en Budva, Montenegro. El congreso está organizado por la Asociación de RAD en colaboración con la Facultad de Ingeniería Electrónica de la Universidad de Nis.

El Objetivo de la Conferencia es proporcionar un foro para investigadores y profesionales de diversos campos (biología, química, física, medicina, protección del medio ambiente, electrónica, etc) que trabajan con las radiaciones ionizantes y no ionizantes, así como otras áreas vinculadas a ellos, para intercambiar y discutir sus hallazgos y experiencias. El programa de la conferencia incluye conferencias de actualidad, presentaciones orales y posters. El idioma oficial de la conferencia es el inglés.

La fecha límite de inscripción es el 20 de mayo de 2017.

Más información: 

• International Conference on Advances in Radiation Oncology (ICARO-2)


Fecha: 20/06/2017

Hora: 09:00

Lugar: Viena, Austria

La Agencia Internacional de Energía Atómica (OIEA) está organizando la segunda Conferencia Internacional sobre Avances en Oncología Radiológica (ICARO-2), en Viena, Austria, del 20 al 23 de junio de 2017.

La conferencia proporcionará a los oncólogos, físicos médicos, técnicos de radioterapia y otros profesionales una visión general de los importantes logros tecnológicos alcanzados en el campo de la radioterapia y sus beneficios terapéuticos potenciales, así como un resumen de los progresos realizados en la radiobiología y la medicina molecular.

Más información: 

• AAPM 59th Annual Meeting & Exhibition


Fecha: 30/07/2017

Hora: 09:00

Lugar: Denver, Colorado (EEUU)

Entre el 30 de julio a 3 de agosto se celebrará la 59ª reunión anual de la Asociación Americana de Físicos en Medicina (AAPM) en Denver, Colorado. El evento tendrá lugar en el Centro de Convenciones de Colorado. Los programas ofrecerán una excelente oportunidad para adquirir conocimientos prácticos sobre cuestiones técnicas y profesionales emergentes. El programa científico contará con las últimas investigaciones de la física médica de la imagen y radioterapia, incluyendo un mayor enfoque en la creciente integración de las tecnologías avanzadas de imagen médica.

La fecha límite de inscripción previa es el 21 de junio 2017.

Más información: 

• **4ª Conferencia Internacional sobre Radioecología y radioactividad Ambiental (ICRER)**

Fecha: 03/09/2017

Hora: 09:00


Lugar: Berlín, Alemania

Tras el éxito de las conferencias anteriores celebradas en Bergen, Noruega en junio de 2008; Hamilton, Canadá en junio de 2011; y Barcelona, España, en septiembre de 2014. Entre el 3 y el 8 de Septiembre de 2017 el Instituto de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear (IRSN) y la Autoridad Noruega de Protección Radiológica (NRPA) celebraran la cuarta Conferencia Internacional sobre Radioecología y radioactividad Ambiental (ICRER) en Berlín, Alemania.

El objetivo de la conferencia es revisar los logros recientes en Radioecología y disciplinas relacionadas, así como para promover el desarrollo constante de las materias de tesis con el fin de mejorar la protección radiológica de los seres humanos y el medioambiente.

La conferencia será un foro clave para los investigadores, la industria, los reguladores y los expertos cuya actividad esté relacionada con la radiactividad en el medioambiente. Se incluirá una selección de presentaciones orales, así como carteles cortos seleccionados.

La fecha límite de inscripción con precio reducido es el 1 de junio 2017.

Más información: 

• **Radiological Physics Committee of The Nordic Association for Clinical Physics Course on Occupational Dosimetry in Hospitals**

Fecha: 27/09/2017

Hora: 09:00 A 12:30

Lugar: Estocolmo, Suecia


El Comité Física radiológica (RPC) de la Asociación Nórdica de Física Clínica (PNCS) organiza un curso sobre la dosimetría ocupacional en hospitales del 27 al 29 de septiembre de 2017. El lugar de celebración del curso es Södersjukhuset (Hospital General del Sur de Estocolmo).

El curso está dirigido principalmente a los físicos médicos, pero también a los médicos, radiólogos y otros profesionales interesados.

La exposición a la radiación del personal de cardiología, radiología intervencionista y medicina nuclear es un tema de especial interés, ya que corren el riesgo de alcanzar el límite de dosis anual recomendado establecido por las nuevas directrices europeas.

Los temas del curso incluyen:

- monitoreo dosis
- límites de dosis
- dosis de dosimetría interna y los dedos
- efecto de la optimización de protocolos de dosis personal cuestiones técnicas y clínicas
- biología de la radiación
- los factores que influyen en la dosis personal

Más información: 

CURSOS 2017

Cursos de formación para operadores/supervisores de instalaciones radiactivas (Acpro)

Organizado por: ACPRO TÜV NORD. División de Formación ACPRO C/. Rafael Batlle, 24 08017 Barcelona.

Duración: Los cursos se impartirá en formato mixto, combinando la formación presencial con la formación *on line* a través de Internet. Modalidad semipresencial.

Dirigido a: Los alumnos deben disponer de la formación mínima de enseñanza secundaria obligatoria o equivalente en el caso de operadores y titulación universitaria de grado medio o superior en el caso de supervisores.

Objetivo: La formación y capacitación adecuada para las personas que necesiten optar a la licencia de operador/supervisor de instalaciones radiactivas en las especialidades de radiografía industrial, fuentes no encapsuladas, control de procesos, radioterapia o de medicina nuclear.

Lugar: Semipresencial *Email:* formacion@acpro.es

Teléfono: 93 184 10 16 / 93 204 16 80 *Fax:* 93 205 56 70

RADIOTERAPIA:

Edición	Fecha inicio	Fecha finalización	Jornada presencial	Lugar
HCUR-RT/03-17	4 octubre	13 diciembre	11, 12 y 13 diciembre	Barcelona

CONTROL DE PROCESOS Y TÉCNICAS ANALÍTICAS:

Edición	Fecha inicio	Fecha finalización	Jornada presencial	Lugar
HCUR-CP-TA/04-17	27 septiembre	24 noviembre	23 y 24 noviembre	Barcelona

FUENTES NO ENCAPSULADAS:


Edición	Fecha inicio	Fecha finalización	Jornada presencial	Lugar
HCUR-FNE/04-17	27 septiembre	24 noviembre	23 y 24 noviembre	Barcelona

RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL SEMIPRESENCIAL:

Edición	Fecha inicio	Fecha finalización	Jornada presencial	Lugar
HCUR-FNE/04-17	27 septiembre	24 noviembre	22, 23 y 24 noviembre	Barcelona

MEDICINA NUCLEAR:

Edición	Fecha inicio	Fecha finalización	Jornada presencial	Lugar
HCUR-MN/03-17	4 noviembre	19 diciembre	19 diciembre	Barcelona

Más información: 

Cursos de formación para director/operador de instalaciones de radiodiagnóstico (Acpro)

Organizado por: ACPRO TÜV NORD. División de Formación ACPRO C/. Rafael Batlle, 24 08017 Barcelona.

Duración: Los cursos se impartirá en formato mixto, combinando la formación presencial con la formación *on line* a través de Internet. Modalidad semipresencial.


Lugar: Semipresencial

Email: formacion@acpro.es

Teléfono: 93 184 10 16 / 93 204 16 80

Fax: 93 205 56 70

Edición	Fecha inicio	Fecha finalización	Jornada presencial	Lugar
03/2017	02/05	16/06/2017	16/06/2017	Barcelona
04/2017	30/05	07/07/2017	07/07/2017	Barcelona
05/2017	29/08	06/10/2017	06/10/2017	Barcelona
06/2017	19/09	03/11/2017	03/11/2017	Barcelona
02/2017	03/10	23/11/2017	23/11/2017	Madrid
01/2016	03/10	08/11/2017	08/11/2017	Avilés
07/2017	02/11	15/12/2017	15/12/2017	Barcelona

Más información: 

EUTEMPE RX Module 03: Monte Carlo simulation of X ray imaging and dosimetry

Organized by: EUTEMPE RX and UPC Dates (2017)

Pre online phase: May 22 to June 18 (4 weeks)

Face to face: June 19 to June 23 (1 week)


Post online phase: June 26 to July 21 (4 weeks)

Location: School of Industrial Engineering of Barcelona .Technical University of Catalonia (UPC). Diagonal 647, 08028 Barcelona.

Registration fee: 760 euros

The main learning outcomes will be:

- Assess Monte Carlo algorithms for practical problems in x ray imaging.
- Construct simplified models of x ray transport problems to efficiently simulate them with PENELOPE/penEasy and MANTIS.
- Apply Monte Carlo simulation for the estimation of the absorbed dose to the patient.
- Manage a simulation project from beginning (conceptual modeling) to end (analysis of results).

Más información: 

Cursos de formación para personal que dirija instalaciones de radiodiagnóstico médico (Proinsa)

Organizado por: Proinsa

Fecha: 22-26 mayo 2017.

Titulación exigida: Licenciatura en Medicina, Veterinaria y Odontología, Diplomatura en Podología.


Alumnos: Se precisa de un número mínimo de alumnos. Grupos reducidos en la parte práctica con un máximo de 6 personas.

Precio: 395,00 euros (exento de I.V.A.)

Lugar: Eulen Delegación Madrid C/ Valle de Tobalina, 56 28021 Madrid.

A petición de los interesados, se pueden impartir cursos fuera de nuestras instalaciones. Los precios se estimarán en función de las características de los mismos.

- Contenido: Programa parte teórica: conceptos fundamentales, física de las radiaciones, propiedades de los generadores y tubos de rayos X, blindajes de las instalaciones de rayos X, efectos biológicos, protección radiológica en las instalaciones de rayos X, legislación española y comunitaria sobre instalaciones radiactivas e instalaciones de rayos X. El programa se completará con seminarios y ejercicios.
- Programa parte práctica: detectores de ionización gaseosa, dosimetría personal, control de Calidad de la instalación de rayos X, cálculo de blindajes estructurales.

Más información: 

JULIO

Medida de radiactividad alfa en el medioambiente marino (Universidad de Huelva)

Organizado por: Dpto. de Ciencias Integradas de la Universidad de Huelva

Lugar: Facultad de CC. Experimentales, Universidad de Huelva

Fecha: 3 al 6 de julio de 2017

Número de horas: 30 h

Número de créditos: ECTS: 3


- Objetivos: El objetivo central del presente curso es dotar a los alumnos de los conocimientos y herramientas necesarias para el dominio de las técnicas de bajo nivel (*Low Level Counting*, LLC) de medida de radionucleidos en el medioambiente marino, que permitan la determinación de muy bajas concentraciones de emisores alfa (U, Th y ²¹⁰Po, principalmente). Una característica de vital importancia que poseen los emisores alfa es su gran poder de ionización de la materia, es por ello que son considerados los radionucleidos más peligrosos en caso de ingestión. En este sentido, las medidas de radiactividad se llevarán a cabo en matrices de aguas marinas, con aspectos que van desde su detección, cuantificación y análisis e interpretación de resultados. Asimismo, también se estudiarán las implicaciones que la determinación precisa de los radionucleidos tiene desde el punto de vista de la seguridad medioambiental, tanto a nivel nacional como internacional.

Contenidos:

- **Espectrometría alfa con detectores de semiconductor** (16 h presenciales). Fundamentos de las técnicas radiométricas para la medida de emisores alfa, técnicas de medida de isótopos de uranio, torio y polonio-210 en muestra agua marina, materia en disolución, particulada y sedimentos, pretratamiento de la muestra, aislamiento de radionucleidos, obtención de fuentes delgadas de electrodeposición y micro-precipitación, tratamiento de los espectros obtenidos, obtención de las concentraciones de actividades de U, Th y Po de la muestra problema, incertidumbres y límites de detección.
- **Actividad alfa y beta total mediante contador proporcional de flujo de gas (8h.).** Contador proporcional de flujo de gas de bajo fondo, contador Geiger-Muller de bajo fondo, cálculo de concentraciones de actividad, incertidumbres y límites de detección, control de calidad.
- **Centelleo líquido** (5 h = 2 teóricas/gabinete + 3 laboratorio). Espectrómetro de Centelleo líquido, centelleadores en función de radioelemento, análisis de espectros, cálculo de

concentraciones de actividad, incertidumbres, límites de detección y control de calidad.

- **Evaluación** (1 h presencial)

Más información: 

OCTUBRE

Curso conjunto primer y segundo nivel en protección radiológica orientado a la práctica intervencionista

Organizado por: ACPRO TÜV NORD. División de Formación ACPRO C/. Rafael Batlle, 24 08017 Barcelona.

Duración: Los cursos se impartirá en formato mixto, combinando la formación presencial con la formación *on line* a través de Internet. Modalidad semipresencial.

Lugar: Semipresencial

Fecha: del 9 de octubre al 18 de noviembre 2017

Email: formacion@acpro.es

Teléfono: 93 184 10 16 / 93 204 16 80

Fax: 93 205 56 70

Curso determinación de contaminación radiactiva en Palomares, 50 años después

Organiza: CIEMAT (Centro de Investigaciones Energética, Medioambientales y Tecnológicas) . Avda. Complutense, 40. C.P. 28040 Madrid)

Fecha: 16 al 19 de octubre de 2017.

Objetivo: Poner en conocimiento del personal interesado, técnicas que se han utilizado para la determinación de contaminación radiactiva en suelo. Durante todo el curso se hace referencia a los trabajos llevados a cabo en la caracterización radiológica de Palomares (Almería).

Contenido:

- El accidente de Palomares: introducción histórica.
- Radionucleidos presentes en el caso de Palomares y su importancia desde el punto de vista de protección radiológica. Determinaciones de actividad.
- Esquema general de la caracterización de Palomares. Sistema de medida y adquisición de datos.
- Detector FIDLER: descripción del detector, modelización mediante GEANT4 (GAMOS), calibración matemática mediante método de Monte Carlo, calibración experimental.
- Introducción norma ISO11929 *Determinación de los límites característicos (umbral de decisión, límite de detección e intervalos de confianza) para medidas de RI.*
- Sistema de adquisición integrado de datos: casos dinámico y estático.
- Puesta en marcha del sistema de adquisición. Integración de los datos en un sistema SIG. Presentación de los resultados (ARGIS 10.0)


Inscripción: Plazas Limitadas. Hasta 15 días antes de la fecha de comienzo del curso, tomadas en cuenta por riguroso orden de llegada para su selección. Inscripción a través de la página web: www.ciemat/formacion. El sistema confirma la llegada de la inscripción mediante e-mail al solicitante. La selección definitiva se comunica antes del comienzo del curso

Precio: Ordinaria: 1.100 euros. Incluye visita a Palomares (avión + bus + comida)

Teléfono: 91 346 62 94/62 98.

Fax: 91 346 62 97

E-mail: pr.tn@ciemat.es

Más información: 

Centelleo líquido

Fecha: del 23 al 27 de octubre de 2017

Duración: 30 horas

Objetivo: Familiarizar a investigadores y profesionales con los aspectos más relevantes de la técnica de centelleo en fase líquida para su aplicación en la determinación de radionucleidos emisores alfa, beta y beta-gamma en materiales y residuos procedentes de instalaciones radiactivas y nucleares así como en muestras medioambientales.


Contenido teórico-práctico:

- Fundamentos de la técnica de centelleo en fase líquida
- Métodos de preparación de muestras beta-gamma
- Cálculos de concentración radiactiva
- Incertidumbres asociadas
- Muestras doblemente marcadas
- Calibración conjunta de dos emisores
- Discriminación alfa/beta
- Centelleo líquido bifásico
- Aplicaciones

Inscripción: Hasta 15 días antes de la fecha de comienzo del curso, tomadas en cuenta por riguroso orden de llegada para su selección. Enviar la ficha de inscripción que acompaña esta información a: pr.tn@ciemat.es El sistema confirma la llegada de la inscripción mediante e-mail al solicitante. La selección definitiva se comunica antes del comienzo del curso.

Cuota: 750 euros. Se prevé un número reducido de cuotas reducidas (375 euros) para estudiantes o postgraduados en situación de desempleo. Se solicitarán haciéndolo constar en la ficha de inscripción, debiendo aportar justificación de la situación de desempleo y la documentación requerida por la dirección del curso. Incluye documentación.

Observaciones: Dirigido a investigadores y profesionales que trabajen con centelleo líquido en la determinación de radionucleidos. Con la colaboración de Enresa.

Más información: 

SOCIOS COLABORADORES



ASOCIACIÓN NUCLEAR
ASCÓ - VANDELLÓS II, A.I.E.

