

# RADIOPROTECCIÓN

REVISTA DE LA SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA



## ▲ **Entrevista:**

### **Francesco d'Errico**

*Doctor en Ingeniería Nuclear y  
profesor de Física de las Radiaciones*

- ▲ **Dosímetros electrónicos personales para neutrones**
- ▲ **Nuevos desarrollos en sistemas activos para dosimetría y microdosimetría de neutrones**
- ▲ **Espectrometría de neutrones aplicada a la dosimetría**
- ▲ **Calibración de monitores de área y dosímetros de neutrones**
- ▲ **Dosimetría neutrónica en un acelerador lineal de radioterapia**

Nº 34 • Vol. IX • 2002



**SOCIEDAD  
ESPAÑOLA  
DE PROTECCIÓN  
RADIOLÓGICA**

[www.sepr.es](http://www.sepr.es)

**Secretaría Técnica**

Capitán Haya, 6 - 28020 Madrid  
Tel.: 91 749 95 17 - Fax: 91 749 95 03  
Correo electrónico: [secretaria.sociedades@medynet.com](mailto:secretaria.sociedades@medynet.com)

**Junta Directiva**

Presidente: *Pedro Carboneras.*  
Vicepresidente: *José Gutiérrez.*  
Secretario General: *Ramón Almoguera.*  
Tesorero: *Eduardo Gallego.*  
Vocales: *Francisco Carrera, Belén Fernández, Eugenio Gil,  
Pablo Gómez, Paloma Marchena.*  
Presidente Comisión IRPA 11: *Leopoldo Arranz.*

**Comisión de Asuntos Institucionales**

*Leopoldo Arranz, Pío Cármena, David Cancio, Pío Carmena, Manuel  
Fernández Bordes, Ignacio Hernando, M<sup>º</sup> Teresa Macías, Xavier Ortega,  
Juan José Pena, Manuel Rodríguez, Eduardo Sollet.*  
Responsable: *Pedro Carboneras.*

**Comisión de Actividades Científicas**

*Leopoldo Arranz, Josep Baro, David Cancio, Pedro Carboneras,  
Cristina Correa, Belén Fernández, Fernando González, José Hernández  
Armas, Fernando Legarda, M<sup>º</sup> Teresa Macías, José Luis Monroy,  
Patricio O'Donell, Pilar Olivares, Juan José Pena, Rafael Ruiz Cruces,  
José Carlos Sáez.*  
Responsable: *José Gutiérrez.*

**Comisión de Normativa**

*M<sup>º</sup> Luisa Chapel, Marisa España, Isabel Gutiérrez, Mercé Ginjaume,  
Araceli Hernández, Jerónimo Iñiguez, M<sup>º</sup> Jesús Muñoz, Teresa Ortiz,  
Turiano Picazo, Eduardo Sollet.*  
Responsable: *Ramón Almoguera.*

**Comisión de Comunicación y Publicaciones**

*Luis Corpas, Beatriz Gómez-Argüello, José Gutiérrez,  
M<sup>º</sup> Teresa Macías, Carlos Prieto, Almudena Real, Eduardo Sollet.*  
Responsable: *Pilar López-Franco.*

**Comisión de Asuntos Económicos y Financieros**

*Mercedes Bezares, Pío Carmena, Jesús de Frutos, Marisa Marco, Patricio  
O'Donell, María Teresa Ortiz,*  
Responsable: *Eduardo Gallego.*

**RADIOPROTECCIÓN**

REVISTA DE LA SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

**Directora:** *Pilar López Franco*

**Coordinadora:** *Almudena Real*

**Comité de Redacción**

*Beatriz Gómez-Argüello, Paloma Marchena,  
Matilde Pelegrí, Carlos Prieto, Ángeles Sánchez,  
M<sup>º</sup> Luisa Sánchez Mayoral y Marina Tellez.*

**Comité Científico**

Presidente: *A. Alonso*  
*D. Cancio, L. Corpas, F. Cortes, A. Delgado, L. Domínguez, E. Gil,  
L. González, A. Hernández, I. Hernando, R. Herranz, I. Lequerica,  
M<sup>º</sup> T. Macías, L. Martín, X. Ortega, P. Ortiz, T. Ortiz, T. Picazo,  
R. Puchal, L. Quindos, R. Ruiz, G. Sánchez, V. Serradell,  
E. Sollet, L. Tobajas, A. Ubeda, E. Vaño*

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

Directora: *Matilde Pelegrí*  
Isla de Saipán, 47 - 28035 Madrid  
Tel.: 91 373 47 50 - Fax: 91 316 91 77  
Correo electrónico: [senda@sendaeditorial.com](mailto:senda@sendaeditorial.com)

**Imprime:** Publiequipo.

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



EDICIÓN DICIEMBRE 2002

## S U M A R I O

- **Editorial** **3**
- **Noticias** **5**
  - de la SEPR 5
  - de España 63
  - del Mundo 64
- **Entrevista** **10**

*Francesco D'Errico.*  
Doctor en Ingeniería Nuclear y profesor  
de Física de las Radiaciones
- **Colaboraciones** **15**
  - Dosímetros electrónicos personales para neutrones.  
Nuevos desarrollos basados en detectores de  
almacenamiento directo de iones 15  
*Dr. Christian Wernli.*
  - Nuevos desarrollos en sistemas activos para  
dosimetría y microdosimetría de neutrones 26  
*A. Delgado.*
  - Espectrometría de neutrones aplicada a la dosimetría 36  
*F. Fernández.*
  - Calibración de monitores de área y dosímetros de neutrones 45  
*E. Gallego, A. Lorente y F. Martín-Fuentes.*
  - Dosimetría neutrónica en un acelerador lineal de Radioterapia 52  
*R. Barquero, R. Méndez, M.P. Iñiguez y H.R. Vega-Carrillo.*
- **Proyectos de Investigación** **57**
- **Publicaciones y Convocatorias** **66**
- **Índice de Artículos 2002** **72**

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

RADIOPROTECCIÓN • N° 34 Vol IX 2002

# Editorial

Termina un año que puede considerarse altamente positivo para nuestra Sociedad por diversas razones. Esta es, al menos, la opinión que compartimos en la Junta Directiva y el sentimiento que muchos de nosotros captamos en el entorno. Esto es bueno y debemos congratularnos todos por ello.

En este año hemos celebrado un excelente IX Congreso en Bilbao, y además, se han organizado cuatro jornadas de carácter científico, que han despertado el interés de muchos Socios: "Exposición de las tripulaciones aéreas"; "Alcance del sistema regulador"; "Gestión de materiales residuales", y "Vigilancia médica de profesionales".

Tenemos también nuevos equipos humanos plenamente operativos, tratando de mantener y aún mejorar los vehículos de comunicación con los Socios, tanto a través de la revista, como de la "página electrónica de la Sociedad".

Sigue funcionando de manera muy positiva el "Foro" que se estableció entre el Consejo de Seguridad Nuclear y las Sociedades Científicas vinculadas con la protección radiológica en el ámbito sanitario (SEFM y SEPR). En este número se incluye una noticia breve sobre el mismo y está acordado que en el próximo se incorpore un artículo extenso, conjunto de las tres organizaciones participantes, para describir con detalle la actividad de este "Foro", los resultados ya logrados y sus proyectos de futuro.

El presente número está dedicado, de forma monográfica, al tema de la "Dosimetría de Neutrones", que aún siendo un clásico ya en nuestro campo, mantiene una actualidad significativa y ha suscitado un renovado interés, dada la creciente incorporación de Aceleradores Lineales al mundo sanitario. Se incluye una interesante entrevista al Profesor D'Errico, una autoridad mundial en la materia, y una serie de artículos científicos y operativos, de autores mayoritariamente nacionales, que cubren tanto los aspectos más básicos de la detección y la dosimetría, como aspectos operativos de su aplicación y el importante tema de la calibración de los equipos de medida.

Este tema de la Metrología, en general, en el que se incluiría el de la medida de campos neutrónicos, es uno de los que está siendo tratado en el "Foro" entre el CSN y las Sociedades (SEFM y SEPR), con una atención muy particular a la problemática existente en el ámbito sanitario. Existe ya un borrador muy avanzado de documento que describe la realidad nacional actual y apunta las necesidades, nada despreciables, que sería necesario cubrir con el esfuerzo de todos para mejorarla.

Desde la SEPR, apreciamos y valoramos positivamente el interés renovado en este campo de la Dosimetría de Neutrones en España, y nos felicitamos de forma muy particular, por poder contribuir a los esfuerzos nacionales para conseguir la implantación y operatividad de un sistema metrológico nacional de referencia, completo y de alcance general.

Desde la Junta Directiva, no podemos desaprovechar esta ocasión, para recordar a todos la iniciativa tomada, descrita en el anterior número, para que se establezcan y comiencen a funcionar los "Grupos Temáticos", en un intento, nada oculto, de incentivar la participación de un número creciente de vosotros en las actividades de la SEPR, y también, para mejorar el grado de utilidad de las actividades que se acometan para resolver vuestros problemas, y tratar los temas que os interesan. Desde aquí os animamos a todos a participar activamente en ellos.

Es una satisfacción especial constatar que la preparación del Congreso IRPA-11 progresa con normalidad, con el esfuerzo importante de un creciente número de Socios, y con el ánimo y la ilusión de sus responsables directos. Gracias a todos ellos por su esfuerzo.

Y naturalmente y dadas las fechas en que la mayoría de vosotros estaréis leyendo este número de nuestra revista, desde la Junta Directiva queremos desearos a todos unas Felices Fiestas en compañía de vuestras familias y que en el año próximo, se cumplan lo mejor posible vuestros deseos y aspiraciones.





## Respuesta a la carta de José Luis Carrasco Rodríguez

Estimado compañero:

En contestación a tu atenta carta, publicada en el número 33 de la revista RADIOPROTECCIÓN, deseo indicarte que agradecemos muy sinceramente tu felicitación, y también que se ha valorado la sugerencia que nos haces en relación con la utilización del castellano en la página electrónica de la Sociedad. Como podrás observar, en todas las actividades que la SEPR realiza, el idioma utilizado es el castellano, y solamente en aquellas actividades cuya información original es en inglés se mantiene este idioma. Para traducir toda esta documentación se necesitaría un subcomité de traducción, y en este momento el Comité de Redacción no dispone de esta posibilidad.

Muchas gracias nuevamente, y un cordial saludo.

**Pilar López Franco**  
DIRECTORA DE LA REVISTA

### Sra. directora:

Como socio de la SEPR, y ante la positiva evolución de la Sociedad, quisiera centrar la atención sobre un tema que, como residente en radiofísica hospitalaria, considero fundamental. El tema al que me estoy refiriendo es la formación. En mi especialidad existe una oferta de cursos de gran calidad por parte de la Sociedad Española de Física Médica, pero hay multitud de temas de Protección

Radiológica, que no pertenecen al terreno de la Física Médica.

La formación no sólo es útil para mantener los conocimientos actualizados, además, es un elemento de cohesión en la propia sociedad, ya que en su desarrollo permite reunir a profesionales con intereses comunes, lo que acaba redundando en un rico intercambio de ideas.

Creo que la SEPR cuenta con medios suficientes y con profesionales de reconocido prestigio como para hacer posible la creación de un calendario de cursos de interés para todos.

La creación de un programa de formación no es tarea fácil, dada la diversidad de ámbitos en los que está presente la Protección Radiológica, pero estoy convencido de que si se aborda el problema con la misma ilusión y empeño con el que se han abordado otros, los resultados serán muy fructíferos.

*Ignasi Modolell i Farré*  
Residente en Radiofísica Hospitalaria.  
Hospital Universitario de la Princesa (Madrid).

Estimado compañero:

Con mucho agrado se ha recibido tu carta deseando destacar, en contestación a la misma, que la Junta Directiva de la Sociedad Española de Protección Radiológica agradece cuantas iniciativas se propongan para mejorar la calidad de la formación de los profesionales implicados en la Protección Radiológica. En este sentido, la Sociedad organiza con frecuencia actividades diversas.

En la actualidad la Comisión de Actividades Científicas de la SEPR está estudiando el tema

de formación en su sentido más amplio, con vistas a proponer a la Junta Directiva acciones concretas. Por otra parte, en el último número de la revista y también en la página electrónica de la Sociedad, podrás encontrar los grupos temáticos que en el seno de la SEPR están formados, sugiriéndote por tanto que te pongas en contacto con los coordinadores de aquellas áreas en las que tu creas que hay una especial carencia y sería muy positiva tu colaboración proponiendo cursos y jornadas de interés para el colectivo al que perteneces. Toda colaboración es siempre bienvenida, no olvidemos que la SEPR somos todos y ésta será lo que entre todos consigamos.

También quiero destacar que, con el patrocinio del CSN, la SEPR y la SEFM tienen previsto una serie de actividades dirigidas a la formación de distintos colectivos.

Muchas gracias nuevamente y esperamos tu colaboración, con ese entusiasmo que caracteriza a los socios más jóvenes de nuestra Sociedad.

**Pilar López Franco**  
DIRECTORA DE LA REVISTA

### Señora directora:

Soy residente de radiofísica y quisiera exponer algunas impresiones personales sobre el sitio web de la SEPR.

Es de alabar su alto grado de actualización, la claridad y amplitud de la sección de enlaces o la disposición gratuita de los dos últimos números íntegros de la revista RADIOPROTECCIÓN.

Sin embargo, también hay algunos puntos en los que se podría perfeccionar su contenido y

diseño. La disposición de menús resulta poco intuitiva. Los documentos enlazados (notas, formularios, artículos) tienen formatos de lo más heterogéneo: RTF, DOC, PDF, HTM. El documento "Bases biológicas para normativas de protección ante radiaciones no ionizantes" está ubicado, sorprendentemente, en la sección Noticias. No queda muy clara separación temática entre las secciones de Convocatorias y Actividades. Además, en esta última sección, los anuncios de actividades por realizar no van seguidos de las reseñas de actividades ya realizadas, como sería lógico.

Para acabar, un ejemplo significativo. Aquella persona que esté interesada en convertirse en nuevo socio encontrará fácilmente el impreso de inscripción y la dirección a la que enviarlo, pero le será tarea casi imposible conocer la cuantía de la cuota anual de afiliación.

*Ángel Miñambres Moro*  
Residente de Radiofísica Hospitalaria. Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica.  
Hospital Universitario de la Princesa (Madrid).

Estimado compañero:

Gracias por tu atenta carta que sin duda ha sido de interés, ya que se está procediendo a importantes mejoras en la página electrónica de la Sociedad. Tus observaciones por tanto están siendo tenidas en cuenta.

Gracias otra vez y un cordial saludo.

**Pilar López Franco**  
DIRECTORA DE LA REVISTA

Pueden dirigir sus cartas a:

**Secretaría Técnica de la SEPR**  
C/ Capitán Haya, 60. 28020 Madrid

o, a la dirección de correo electrónico: [secretaria.sociedades@medynet.com](mailto:secretaria.sociedades@medynet.com)



### Jornada Científica sobre "Las nuevas ideas acerca de las recomendaciones de la CIPR para el control de fuentes de radiación"

El pasado día 19 de septiembre de 2002, en el salón de Actos del CIEMAT, y organizada conjuntamente por la SEPR y el CIEMAT, con el patrocinio del Consejo de Seguridad Nuclear, se celebró una jornada científica en la que el profesor Roger CLARKE impartió una conferencia sobre el tema "NEW IDEAS ON RECOMMENDATIONS FROM ICRP FOR CONTROL OF RADIATION SOURCES", seguida de un animado coloquio.

El profesor Roger Clarke es el actual presidente de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), director del *National Radiological Protection Board* (NRPB) del Reino Unido, y representante del Reino Unido en el Comité Científico de Naciones Unidas para el estudio de los Efectos de las Radiaciones Ionizantes (UNSCEAR), así como miembro de diversos grupos asesores de la Comisión Europea.

En los últimos tres años la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) ha dado a conocer sus ideas para la revisión de las Recomendaciones de la Publicación 60, aparecida en 1991, con el objetivo principal de proporcionar un conjunto único y completo de recomendaciones que consolide todo el trabajo realizado por la ICRP desde entonces. Ello ha dado lugar a una serie de debates en distintos foros tanto nacionales como internacionales, incluyendo consultas a las sociedades integradas en la IRPA. En este momento se están realizando los trabajos de base en los diferentes Comités de ICRP y se van generando los primeros borradores que serán dados a conocer en un futuro próximo.

En su conferencia, el profesor Clarke presentó de forma concisa las líneas principales de dicha revisión. Así, destacó que el propósito primario es la protección de los individuos, junto con el requisito de optimizar la protección para obtener el nivel máximo posible, en función de las circunstancias existentes. Tal vez, la novedad más llamativa sea la extensión del concepto de límite de dosis para utilizar "niveles para las acciones de protección" (*protective action levels*) que llevarían a la

adopción de medidas sucesivamente más intensas al superarse ciertos valores de referencia. Las acciones de protección pueden aplicarse al actuar sobre la fuente o sobre las vías de exposición. Estos niveles vienen a sustituir y a dar coherencia a un conjunto de conceptos utilizados hasta ahora, y que han ido apareciendo en distintos ámbitos, como son los niveles de intervención, los niveles de actuación, las restricciones de dosis y los niveles de exención, junto con los límites de dosis para los trabajadores y miembros del público.

En la adopción de los *niveles para las acciones de protección* se parte de la referencia que proporciona el fondo natural (excluyendo el radón) que, aunque no las justifique, permite ayudar a valorar la importancia de otras exposiciones adicionales. De tal manera que la adición de una dosis muy inferior a la dosis anual natural no debiera causar preocupación ni a los individuos ni a la sociedad. Citándose un valor de 0,01 mSv al año como aquel que permitiría directamente excluir una práctica del sistema.

El sistema será aplicable cuando la fuente o las vías de exposición pueden ser controladas con el empleo de medios razonables, quedando *excluidas* aquellas fuentes que no sean *controlables*. La *exención* queda reservada al contexto regulador y desaparece de las recomendaciones.

En este contexto, la exposición a fuentes naturales queda *excluida* si éstas no son controlables, mientras que, para aquellas que lo sean, sólo será aplicable el sistema de protección en los casos en que se supere un cierto valor de referencia, expresado en concentración o en magnitudes directamente medibles, del orden del valor máximo del rango existente en la naturaleza.

La aplicación del sistema de protección tiene sentido solamente cuando una práctica esté justificada, adquiriendo el término un sentido amplio, en el que deben ser las autoridades competentes quienes valoren los posibles factores económicos, estratégicos o sociales junto con los radiológicos. La exposición del paciente también se incluye ahora en las recomendaciones, basándose en los principios de justificación -desde el punto de vista médico- y optimización, proporcionando niveles de referencia para el diagnóstico que sirven como indicadores de la buena práctica.

Además, se está pensando en aclarar el sentido de algunas magnitudes dosimétricas

empleadas en radioprotección, simplificándolas; si bien la *dosis efectiva* como concepto se conserva, se modifican los valores numéricos de los factores de ponderación de la radiación y de la dosis en diferentes tejidos que conducen a ella, al cambiar la definición de detrimento radiológico.

Tal vez, una de las novedades más significativas sea la inclusión de manera explícita en el sistema de la protección del medio ambiente, o más concretamente de las especies no humanas. Ello permitirá demostrar fehacientemente la validez y el nivel de dicha protección, que hasta ahora se daba por supuesta una vez garantizada la protección de las personas, lo que puede ser cuestionado en determinadas circunstancias: por ejemplo, en lugares donde no pueden habitar los seres humanos, o de los que las personas han sido trasladadas por su propia seguridad, o cuando la dispersión medioambiental de los radionucleidos origina una exposición mínima de las personas pero no así de otras especies. Esta exposición debe ser evaluada adecuadamente, valorando la necesidad de adopción de medidas de protección o correctoras en su caso.

La Comisión principal y sus cuatro comités han mantenido una discusión sobre las nuevas recomendaciones durante este año 2002, fruto de la cual se elaborará una nueva revisión para comentarios en 2003, buscando tener un borrador avanzado para su presentación en 2004 durante el Congreso IRPA 11 en Madrid y el texto definitivo para el año 2005.

Tras la conferencia, el profesor Clarke respondió a las preguntas realizadas por los asistentes, referidas a los distintos aspectos tratados, como la definición de los niveles para exclusión, la justificación de las prácticas, el tratamiento de la exposición del paciente, la protección durante el embarazo, la protección del medio ambiente y la definición de magnitudes dosimétricas, entre otras.

### Jornada Técnica sobre Tomografía por Emisión de Positrones (PET)

El pasado día 22 de octubre tuvo lugar en el Salón de Actos del Ciemat una jornada técnica sobre Tomografía por Emisión de Positrones (PET). La iniciativa partió de los responsables del Instituto de Estudios de la Energía del

citado organismo y contó con la colaboración externa del Instituto PET Dr. Carreras.

La PET básicamente consiste en el registro en imágenes de la distribución orgánica de moléculas marcadas con radioisótopos emisores de positrones. Las imágenes PET muestran el funcionamiento bioquímico de un órgano o tejido, mientras que los rayos X, la tomografía computerizada o la resonancia magnética, muestran solamente su estructura.

Dicha jornada tuvo como finalidad presentar los aspectos más destacados y actuales de este tipo de procedimiento de diagnóstico, y el interés que despertó fue puesto de manifiesto por el número de asistentes, aproximadamente 120, que de las distintas disciplinas implicadas asistieron a la referida jornada.

A lo largo de todas las exposiciones se destacaron los aspectos fundamentales y más característicos de la PET desde diferentes puntos de vista, dando especial importancia al aspecto práctico. De esta forma, se definieron tres bloques bien diferenciados: Radiofarmacia, instrumentación y clínica.

El primero de ellos fue tratado en dos presentaciones muy distintas. Inicialmente tomó la palabra Tomás Arroyo, director técnico de Molypharma. En el transcurso de su exposición, se presentaron los aspectos legales asociados a la producción de los distintos radiofármacos utilizados en PET, resumiendo eficazmente las obligaciones y responsabilidades que adquiere un Laboratorio dedicado a este tipo de actividad. A continuación Franz Oberdorfer, experto en radioquímica e instrumentación para la síntesis de radiofármacos PET, ofreció una visión mucho más técnica sobre los requerimientos químicos que deben cumplir estos medicamentos. También presentó un avance sobre las nuevas tendencias de investigación.

El segundo bloque, dedicado a la instrumentación PET, corrió a cargo de Josep M. Martí, quien realiza su actividad profesional en la Clínica Universitaria de Navarra. Este profesional destacó los aspectos técnicos y las bases fundamentales en las que se apoyan los equipos de coincidencia.

Siguiendo con la instrumentación, y deseando conocer el futuro más inmediato de estos equipos, se abrió un espacio para que especialistas de las casas comerciales presentaran sus equipos PET de nueva gene-

ración. Las exposiciones se centraron en las posibilidades y prestaciones que ofrecen los nuevos cristales de centelleo en la rutina clínica, en especial el LSO y el GSO. Por otra parte, se expusieron las ventajas y soluciones de la imagen multimodalidad, gracias a tomógrafos mixtos PET-TAC y la excelente aceptación que está teniendo en países donde la PET está más consolidada. También se destacó cómo trabajar en modo 3D supone una reducción significativa de la actividad a administrar al paciente, y por tanto una reducción de la dosis recibida por éste.

José Antonio Ruiz Guijarro, responsable de Protección Radiológica y Control de Calidad del Instituto PET Dr. Carreras, presentó los aspectos prácticos de las implicaciones que la protección radiológica plantea en una unidad PET, tanto en lo que afecta a profesionales expuestos a radiaciones ionizantes, como al público en general. Continuó su exposición centrándola sobre el control de calidad de los tomógrafos PET y de todas aquellas pruebas, que, en función del equipo elegido y de las condiciones de la Unidad, podrían formar parte del Programa de Garantía de Calidad de la instalación.

La jornada finalizó con la exposición del profesor José Luis Carreras, quien destacó las ventajas clínicas de la PET, en diferentes campos de la medicina, como la cardiología y la neurología, poniendo de manifiesto, de forma significativa, lo que esta técnica supone en la actualidad dentro del campo de la oncología. Su participación tuvo especial interés, tanto por su condición de ser pionero en proyectos PET en España, como por la importante participación que el profesor Carreras ha tenido en relación al documento de consenso recientemente publicado, en el que se establecen las primeras indicaciones aceptadas en España para el uso de la  $^{18}\text{F}$ FDG (Fluoro-deoxi-glucosa) único radiofármaco aceptado en España para indicaciones clínicas del PET. Apoyándose en una experiencia de más de siete mil pacientes y bajo el marco del uso tutelado de la  $^{18}\text{F}$ FDG, se presentaron numerosos casos clínicos, que demostraron la capacidad diagnóstica y el beneficio social que la PET puede aportar a la medicina actual.

*José Antonio Ruiz Guijarro  
Responsable de P.R. y Control de Calidad  
del Instituto PET Dr. Carreras*

## Comisión de Asuntos Institucionales de la SEPR

El pasado 22 de octubre se celebró en la Sede de ENRESA, Madrid, una reunión de la Comisión de Asuntos Institucionales de la SEPR. Fueron muchos los asuntos tratados y los acuerdos alcanzados en dicha reunión, presentándose a continuación un resumen de los que se consideran más relevantes a efectos informativos para los socios.

Se comenzó tratando el tema de la constitución de la Comisión según los Estatutos, con el carácter y las funciones asesoras de la Junta Directiva que en ellos se establece.

Uno de los aspectos tratados fue la colaboración de la SEPR con la SEFM y la SNE, recordándose que ya existen actuaciones en curso para establecer un acuerdo básico con dichas Sociedades que contemple el modo de colaboración con la SEPR. Se recomendó que en los acuerdos a establecer se definan aspectos y obligaciones concretas de las Partes con objeto de contribuir a la "estabilidad" y "operatividad" de dichas colaboraciones. Se recomendó así mismo, que en el caso de la SEFM, se estudiara la posibilidad de establecer una Comisión Mixta, que analizara en detalle posibles formas de optimizar, en beneficio de los socios, el modo de funcionamiento de ambas Sociedades, en sus aspectos Científicos y Operativos, incluyendo, entre otros puntos, la posibilidad de organizar los Congresos bienales de forma combinada.

En relación con el presente y el futuro del Foro de trabajo que está establecido desde hace algunos meses con el CSN, junto con la SEFM, se valoró de forma muy positiva tanto su existencia como su operatividad, siendo muy recomendable su continuidad. Se informó de que, muy pronto, habría en la Revista algún tipo de noticia o artículo describiendo el funcionamiento, los logros conseguidos y las actividades en curso en dicho Foro.

Respecto a la situación actual en cuanto a actividades e iniciativas de foros internacionales y las perspectivas hasta IRPA 11, se puso de manifiesto que existe una preocupación de carácter general sobre la profusión de próximos Congresos de ámbito europeo que cuentan con el apoyo de IRPA, que parece contradecir el supuesto intento de sistematización a su celebración cuatrienal, en los años pares entre Congresos mundiales, siguiendo

el reciente de Florencia que tendrá continuidad en París en 2006. De modo específico, la preocupación se extiende a la posible afectación que pueda producirse en los Congresos mundiales de IRPA, comenzando por el IRPA-11 de Madrid en mayo de 2004. Se recordó que la SEPR ha apoyado, de forma directa, activa y en parte decisiva, algunos congresos regionales IRPA en Iberoamérica, por lo que se recomendó que la SEPR trate de que su contribución a tales Congresos sea explícitamente reconocida. Por último, se recomendó, de forma enfática, que la SEPR se dirija a IRPA para manifestar su preocupación general y específica por la profusión de Congresos en Europa con su apoyo, recordando el compromiso de IRPA-11 y el apoyo permanente de la SEPR a los Congresos Iberoamericanos.

Se trató también el tema de la participación de la SEPR en otros foros nacionales de interés. La Sociedad está presente en diversos foros, más o menos operativos, existentes en la actualidad. En el caso concreto de la Ponencia de Protección Radiológica creada por acuerdo del Pleno de la Comisión Interterritorial del Sistema Nacional de Salud, se recomendó que la SEPR se dirija al Ministerio de Sanidad y Consumo pidiendo su participación en la misma.

Respecto a la puesta en marcha y la operatividad de los "Grupos Temáticos" de Socios, tal y como se ha publicitado en la Revista y en la página "WEB", se coincidió en que el planteamiento puede resultar operativo y en todo caso que merece la pena intentarlo. El fin último de los Grupos es el de facilitar la relación eficaz entre las necesidades de los Socios y las actividades que acomete la Junta Directiva de la SEPR. La Comisión recomendó que se buscaran, por todos los medios, incentivos para animar y ayudar a los Coordinadores de los Grupos Temáticos a "lanzar" sus actividades. En todo caso, resulta básico que algunos Grupos Temáticos logren "armarse" cuanto antes y pongan en marcha acciones básicas de análisis del estado de sus temas y un primer planteamiento de acciones.

Se trató también el tema de la página web y de la revista, valorándose positivamente el esfuerzo realizado en ambos temas y la operativa actualmente existente en ellos. Se recomendó dedicar atención al contrato en vigor para el mantenimiento de la página, con objeto de que su eficacia sea óptima. Especí-

ficamente se comenta que algunos "enlaces" con otras revistas científicas no siempre funcionan. También se recomendó que se pida a la Comisión de Actividades Científicas y a los responsables científico y operativo de la revista que busquen cauces para que sea valorable, desde el punto de vista profesional, la contribución a la revista con artículos. La SEFM parece disponer de cauces muy positivos en este sentido.

No se pudo tratar, por falta de tiempo, la participación de la SEPR en debates abiertos y públicos en áreas de su interés. Se tratará de hacerlo en una próxima ocasión.

Finalmente, en el tiempo dedicado a ruegos y preguntas se trató el tema de "Formación en PR", por el que la preocupación es general y también lo es la convicción de que es preciso que la SEPR realice acciones decididas. Se informó de las tareas que el CSN va a encargar a la SEFM y la SEPR sobre aspectos de formación de personal "no especialista", y se acordó que el tema será objeto de ulteriores consideraciones en esta Comisión, y entre tanto, se recomendó que el tema se enfatice en la Junta Directiva, en la Comisión de Asuntos Científicos y en el Grupo temático específico.

*Don Pedro Carboneras  
Responsable de la Comisión de Asuntos Institucionales*

## Participación de la SEPR en las IX Jornadas Portuguesas de protección contra las radiaciones

Durante los días 21 y 22 de noviembre de 2002 se celebraron en Lisboa las IX Jornadas Portuguesas de Protección contra las Radiaciones, con la colaboración de la SEPR. Las Jornadas estaban organizadas por la Sociedad Portuguesa de Protección contra las Radiaciones.

Las ponencias estuvieron encuadradas en ocho sesiones representativas del amplio y multidisciplinar espectro de materias que abordan la problemática actual de la protección radiológica. Así, se dedicaron sesiones a la prevención de riesgos derivados de exposiciones ocupacionales a radiaciones ionizantes, a legislación en radioprotección, dosimetría, terapia, radiopatología, protec-

ción al paciente en radiología y a estrategias y estándares de protección ante exposiciones a radiaciones no ionizantes empleadas en medicina y en radiocomunicación.

La elevada preparación científica y docente de los ponentes, unida a una organización ágil y eficaz de las intervenciones, proporcionó a una audiencia participativa, información completa y avanzada sobre materias de elevado interés para los profesionales reunidos en Lisboa. El bloque de sesiones fue seguido de un Panel dedicado al uranio, en el cual se discutió sobre los retos concernientes a la ordenación territorial, la recuperación ambiental de zonas de explotación y la protección radiológica en el ámbito local. Las Jornadas se cerraron con una Mesa Redonda dedicada a legislación en radioprotección, que contó con la participación de expertos en medicina, investigación y legislación.

La SEPR estuvo representada por Alejandro Úbeda, del Departamento de Investigación del Hospital Ramón y Cajal (Madrid) y uno de los coordinadores del grupo temático sobre "Radiaciones No Ionizantes" de la SEPR. En su intervención, dedicó la primera parte de su ponencia a describir las características, los logros recientes y la proyección internacional y de futuro de la SEPR. La segunda parte de la intervención estuvo dedicada a estrategias recomendadas para vigilancia médica y protección de trabajadores expuestos a radiaciones no ionizantes. En la misma Sesión intervinieron representantes de la Autoridad Nacional de Comunicaciones (ANACOM) de Portugal, quienes describieron los planes estratégicos de protección ciudadana ante exposiciones a señales de radiocomunicación.

La Sesión terminó con un dilatado turno de preguntas que puso de manifiesto el elevado interés de la audiencia en materia de radiaciones no ionizantes. Tal interés brindó al enviado de la SEPR una buena oportunidad para describir el amplio paquete de medidas reguladoras y de estrategias desarrolladas en los dos últimos años por las autoridades españolas para la protección del público ante radiaciones no ionizantes ambientales. La SEPR y sus asociados han contribuido significativamente en ese proceso.



La SPPCR ha editado un libro con los *proceedings* de los trabajos presentados a las Jornadas. Para más información, consultar la página web de la Sociedad Portuguesa (<http://www.sppcr.online.pt>).

### Jornada sobre "Exposición de las Tripulaciones Aéreas Comerciales a la Radiación Cósmica"

En el anterior número de la revista (Nº 33) se informó sobre la Jornada que tuvo lugar sobre "Exposición de las Tripulaciones Aéreas Comerciales a la Radiación Cósmica" el día 15 de abril de 2002 en el CIEMAT. Para más información sobre dicha jornada contactar con el organizador (José Carlos Sáez Vergara. CIEMAT. Edificio 36. Avda. Complutense, 22. Madrid 28040).

### Información para los socios

La SEPR ha solicitado al Ministerio de Educación Cultura y Deportes la modificación necesaria de la Orden Ministerial del 23 de febrero de 1998, por la que se regulan las titulaciones mínimas y condiciones que deben poseer los profesores, para impartir formación profesional específica en los centros privados y en determinados centros de titulación pública.

En la Orden y concretamente en las páginas I-40 e I-41 del anexo I, se establece que dentro de la familia profesional de Sanidad y para módulos profesionales de "Protección Radiológica" correspondiente a los ciclos formativos de "Imagen para el diagnóstico" y "Radioterapia," las titulaciones requeridas incluyen un gran número de licenciaturas, entre las que no se encuentran la licenciatura en Física ni la titulación en Ingeniería.

Por las razones apuntadas se ha solicitado que se acometan las modificaciones necesarias en la mencionada Orden Ministerial para permitir que la licenciatura en Físicas así como determinados títulos de Ingeniería sean considerados a todos los efectos idóneos para impartir los módulos de Protección Radiológica en los diferentes ciclos formativos.

### El Foro Hospitalario

La aplicación práctica de las normas nacionales en vigor en materia de protección

radiológica plantea con frecuencia una problemática, más o menos compleja, que suele depender y ser específica de cada ámbito de actividad que utiliza fuentes y otros materiales radiactivos para diversos fines.

Es por la existencia de estos problemas por lo que en el año 2001 se crea un Foro de discusión, teniendo como miembros en su inicio personas del cuerpo técnico del CSN y socios de ambas sociedades, mayoritariamente miembros de sus respectivas Juntas Directivas.

El Foro en el medio sanitario se constituye, en consecuencia, como el punto de encuentro que el Consejo de Seguridad Nuclear, la Sociedad Española de Protección Radiológica y la Sociedad Española de Física Médica establecen para plantear, debatir e intentar solucionar los diversos problemas prácticos que aparecen en el este campo y que al estar relacionados con las radiaciones ionizantes incumben a los organismos citados anteriormente.

La sistemática de trabajo es la siguiente: Una vez identificado un problema concreto, se discuten el contexto y los aspectos específicos del mismo y se propone un grupo de trabajo técnico, formado por miembros de las tres organizaciones, que desarrolle las posibles soluciones del mismo. El resultado habitual son documentos orientativos, o protocolos de actuación o bien guías de buena práctica, que resultan aceptables para las tres organizaciones y que dan una vía de salida al citado problema.

En la actualidad y tras un año de trabajo los resultados son notables.

Hasta la fecha se han desarrollado los siguientes temas:

- Manual genérico de PR para acoger los imperativos del nuevo Reglamento de Protección contra radiaciones (terminado).
- Control de efluentes de IRR. (terminado).
- Residuos radiactivos sólidos (en curso de edición la normativa que "oficializará" la aplicación de la Guía-9.2 del CSN).
- Protección radiológica de trabajadoras gestantes (terminado).
- Necesidades en "metrología" (en fase de comentarios finales).

En la actualidad los trabajos en curso tratan sobre:

- Protocolo para dosimetría de área.
- Control de contaminación interna en medicina nuclear.
- Terapia metabólica.

La SEPR seguirá informando a sus socios de las actividades de este Foro y dando puntual cuenta de los trabajos desarrollados, de los resultados que se vayan obteniendo y de sus inmediatas aplicaciones, lo que entendemos, desde la junta directiva, como paso esencial para el buen funcionamiento de nuestro colectivo

### Nota de la Junta Directiva

Ante el creciente número de solicitudes recibidas en nuestra Sociedad por parte de determinados organismos e instituciones para la realización de ciertas actividades técnicas, tales como la traducción de documentos del OIEA, el desarrollo de material didáctico e informativo en materia de protección radiológica, tareas de formación, etc. La Junta Directiva ha elaborado unas normas sobre la "ORGANIZACIÓN DE LA PRESTACIÓN DE SERVICIOS A ORGANISMOS E INSTITUCIONES POR PARTE DE LA SEPR, MEDIANTE EL TRABAJO DE SUS SOCIOS COMPENSADO ECONÓMICAMENTE."

Conviene destacar, como primer punto, que nada de lo establecido en los Estatutos de la Sociedad impide este tipo de actividades. Por otra parte la Junta Directiva quiere intentar canalizar este tipo de actividades a través de los "Grupos Temáticos", de reciente creación, en un intento intencionado de animar a todos los socios a participar, de un modo estructurado, en las actividades de nuestra Sociedad.

Estas normas están a disposición de todos aquellos socios que lo deseen y se pueden solicitar a:

SECRETARIA TÉCNICA SEPR

C/ Capitán Haya, 60

28020 Madrid

c. electrónico:

secretaria.sociedades@medynet.com

### Nueva impresión de los estatutos de la SEPR

Se ha realizado una nueva impresión de los estatutos de la Sociedad Española de Protección Radiológica, que se encuentra a disposición de los socios en la Secretaría de la SEPR, así como en la página web de la Sociedad.



## Firmado un acuerdo de colaboración con el Consejo de Seguridad Nuclear

En fechas pasadas se ha procedido a la firma de un Acuerdo Marco de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y las Sociedades de Física-Médica y de Protección Radiológica (SEFM y SEPR). El Acuerdo ha sido firmado por María Teresa Estevan Bolea, presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear; Manuel Fernández Bordes, presidente de la Sociedad Española de Física-Médica; y Pedro Carboneras, presidente de la Sociedad Española de Protección Radiológica.

En el Acuerdo Marco se definen las condiciones básicas que serán de aplicación para el desarrollo de actividades de cooperación entre las tres organizaciones y se identifican una serie de líneas en las que se cree más deseable la realización de tales actividades. El abanico que se ofrece trata de ser suficientemente amplio, y en todo caso, contempla la posibilidad de que las partes definan otras líneas de interés común en el futuro. Una de las líneas identificadas de forma explícita se refiere a la acometida de tareas en el campo de la formación y la información en materia de protección radiológica.

La aplicación del Acuerdo Marco se realizará mediante la formalización de Acuerdos Específicos, para el desarrollo de proyectos o de actividades concretas. En la actualidad se está ultimando el primero de ellos, cuya firma se prevé en el primer trimestre de 2003, y que se refiere, específicamente, a la realización por parte de las Sociedades, de actividades de carácter formativo para diversos colectivos profesionales del ámbito sanitarios, no especialistas en materia de utilización de radiaciones ionizantes o de protección radiológica, con énfasis especial en los llamados "médicos prescriptores".

El plan de actividades que se está preparando para éste, el primero de los Acuerdos Específicos, tendrá una duración 2 años y contemplará, básicamente, tres tipos de actividades:

a) Preparación de un documento científico

co y técnico completo como base documental.

b) Preparación de material divulgativo-formativo en diversos formatos y con distintos niveles de profundidad.

c) Realización de actividades informativas-formativas a modo de experiencias "piloto", con colectivos concretos.

Las tareas anteriores serán realizadas por profesionales elegidos por las dos Sociedades y la financiación completa del proyecto será a cargo del Consejo de Seguridad Nuclear.

## La SEFM y la SEPR mantienen la colaboración con las autoridades sanitarias

El pasado 27 de noviembre representantes de la SEFM y de la SEPR mantuvieron una reunión de trabajo con el subdirector general de Sanidad Ambiental y Salud Laboral y sus colaboradores inmediatos. La reunión se desarrolló en un ambiente cordial y abierto, como ha sido habitual en el pasado.

Los temas tratados y las ideas básicas comentadas fueron las siguientes:

a) Las Sociedades presentaron el texto ya ultimado de la nueva versión del protocolo de control de calidad en radiodiagnóstico y anunciaron su próxima edición y difusión, que podría contar con el apoyo del Ministerio de Sanidad.

Por parte de la Subdirección General se ofreció la posibilidad de que su contenido pudiera ser presentado, de forma sucinta, en la próxima reunión de la ponencia específica sobre protección radiológica, establecida en el seno de la Comisión Interterritorial del Sistema Nacional de Salud, que está planeada para el próximo mes de enero de 2003.

Finalmente se comentó la posibilidad de organizar, con el apoyo del Ministerio de Sanidad, una Jornada específica, para presentar con detalle los aspectos científicos, reglamentarios y operativos del "protocolo", apuntándose la posibilidad de que fuera en el mes de febrero de 2003, en un local del propio Ministerio.

b) Las Sociedades presentaron, asimismo, el texto ya ultimado de un "Manual Genérico de Protección Radiológica" prepa-

rado para su posible utilización en la confección de los Manuales específicos de las instalaciones. Este texto ha sido ya ubicado en las páginas electrónicas de las dos Sociedades y está siendo consultado profusamente.

Las Sociedades plantearon la posibilidad de su publicación, en un formato adecuado, con el apoyo expreso del Ministerio de Sanidad, y de su difusión formal a diversas Instituciones y Organismos, incluyendo las de la Administración Sanitaria del Estado.

Por parte de la Subdirección General se comentó que la propuesta sería estudiada y se ofreció a las Sociedades la posibilidad de presentar también este documento, de forma sucinta, en la reunión de la ponencia de protección radiológica ya indicada.

c) Además, se comentaron otros temas como sigue:

- La Subdirección General informó a la SEPR de que por parte del Ministerio de Sanidad se había ya concedido al Congreso IRPA-11 la calificación como "de interés sanitario".

La SEPR agradeció tal hecho y planteó a la Subdirección General su deseo de poder contar con todo el apoyo que fuera posible del Ministerio para la celebración de este importante evento.

- La Subdirección General informó sobre las actividades que tiene en curso el Ministerio de Sanidad para el desarrollo del Plan de Acción puesto en marcha por el OIEA, como resultado de la Conferencia Internacional que tuvo lugar en Málaga en 2001, relativa a la protección radiológica del paciente. Se pidió un apoyo específico de las Sociedades para la organización de una jornada divulgativa sobre dicho Plan para los profesionales a realizar en Madrid en los primeros meses de 2003, y se anunció que, ulteriormente, se informaría de otras actuaciones de carácter más institucional que podrían plantearse en la segunda mitad de 2003.

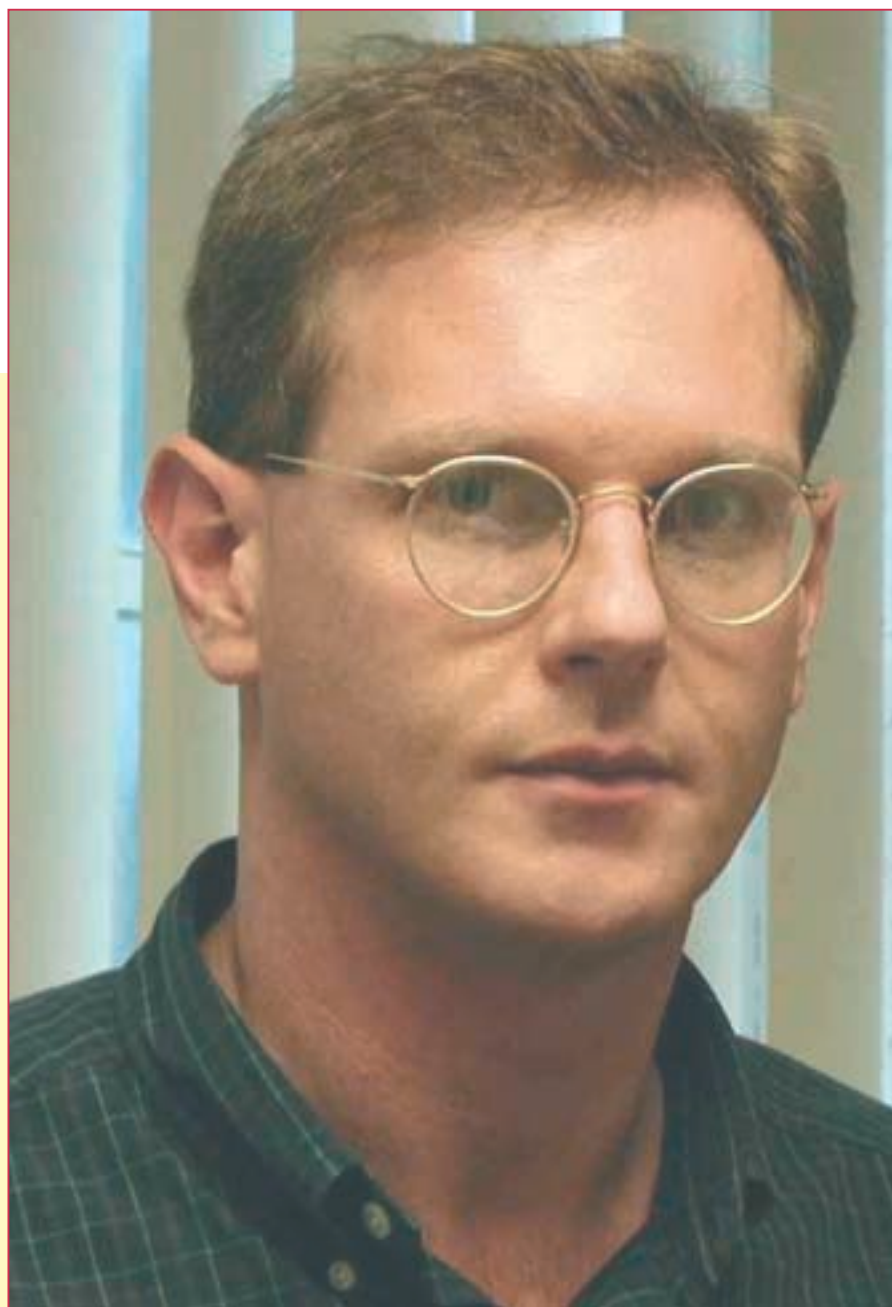
La SEPR desea manifestar expresamente su reconocimiento a las Autoridades del Ministerio de Sanidad, por el apoyo que prestan al desarrollo de sus planes y actividades, en beneficio de las actuaciones profesionales de sus socios.

# Entrevista con el profesor Francesco d'Errico

Realizada por el Dr. Antonio Delgado (CIEMAT)

Francesco d'Errico, doctor en ingeniería nuclear (instrumentos y métodos nucleares) y profesor de física de las radiaciones, ha desarrollado sus estudios y carrera entre Europa y los Estados Unidos, y está afiliado a las Universidades de Pisa y Siena, en Italia, y a la Universidad de Yale, en los EE.UU. Es un especialista en dosimetría y espectrometría neutrónica y en física médica, y ha hecho sus principales contribuciones originales en la investigación y el desarrollo de la tecnología de las emulsiones sobrecalentadas. El Dr. d'Errico participa en numerosos proyectos y colaboraciones internacionales, incluyendo un proyecto de dosimetría individual patrocinado por la Comisión Europea y un proyecto de dosimetría de aviación patrocinado por la NASA. Es miembro del Consejo de EURADOS, Oficial Ejecutivo de la "International Solid State Dosimetry Organization", miembro de grupos de trabajo de ISO y del "Research Needs Committee" de la "Health Physics Society" americana. También ha sido miembro de comités científicos de conferencias y simposios de física médica, dosimetría neutrónica y dosimetría de estado sólido. En el 2000, ha organizado NEUSPEC2000, un taller de espectrometría neutrónica en Pisa, y está organizando la "14th International Solid State Dosimetry Conference", que se realizará en la Universidad de Yale en el 2004. Es autor de más de 100 publicaciones científicas, es integrante de los comités editoriales de la revista "Radiation Protection Dosimetry" y de la "EULEP/EURADOS Newsletter".

*Francesco d'Errico, doctor in nuclear engineering (nuclear instruments and methods) and professor of radiation physics, has developed his studies and career between Europe, where he has appointments/holds positions at the Universities of Pisa and Siena, Italy, and the Unites States where he has an appointment/a position at Yale University. He is an specialist in neutron dosimetry and spectrometry and in medical physics, and has made his main original contributions in*



*investigating and developing the superheated emulsion technology. Francesco d'Errico is involved in numerous international projects and collaborations, including an individual dosimetry project sponsored by the European Commission and an aviation dosimetry project sponsored by NASA. Francesco is a Council member of EURADOS, an Executive Officer of the International Solid State Dosimetry Organization, a member of ISO task groups and of the Research Needs Committee of the American Health Physics Society. He has also been part of the scientific advisory committees of conferences and symposia on medical physics, neutron dosimetry and solid state dosimetry. He has organized NEUSPEC2000, a neutron spectrometry workshop, in Pisa in 2000, and will organize the 14th International Solid State Dosimetry Conference at Yale University, in 2004. Author of over 100 scientific publications, he is also part of the editorial boards of Radiation Protection Dosimetry and of the EULEP/EURADOS Newsletter.*



**A.D.** A la vista de las dificultades y de la aparente lentitud en los progresos habidos en los métodos y técnicas de medida para la dosimetría de neutrones, uno podría preguntarse si la dosimetría de neutrones es realmente la "misión imposible" de toda la dosimetría de radiaciones. ¿Es realmente así?

**F.dE.** Ciertamente, parece que los métodos de medida de neutrones son todavía incapaces de proporcionar una solución satisfactoria para el problema de la dosimetría neutrónica. Sin embargo, aunque no hayan ocurrido "saltos cuánticos", los métodos experimentales se han mejorado considerablemente en la última década. La impresión de que la dosimetría neutrónica es "una misión imposible", en mi opinión, es principalmente debida al hecho de que el progreso en los métodos apenas puede mantener el ritmo de las exigencias, que van cambiando rápidamente. Por mucho tiempo, la dosimetría neutrónica se ha concentrado principalmente en los reactores nucleares y era relativamente fácil verificar que los trabajadores ocupacionalmente expuestos no excedieran su límite de dosis equivalente anual, a pesar de las grandes incertidumbres asociadas con las medidas. Sin embargo, en los últimos diez años han surgido nuevos desafíos regulatorios y técnicos. Ante todo, en 1991 la ICRP emitió su Publicación 60 que recomienda una revisión de los coeficientes de conversión de dosis equivalente, junto con límites anuales más bajos y, en general, una mayor exactitud en las medidas. En segundo lugar, en 1996 EURATOM emitió su Directiva 96/29, que requiere que los Estados miembros de la Unión Europea adopten normas básicas de seguridad basadas en ICRP 60 y, entre otras cosas, introduce la exigencia para evaluar "el aumento significativo de la exposición debido a

fuentes naturales de radiación." La última exigencia concierne en particular a la exposición a radiación cósmica de la tripulación de aviones. Ésto ha expandido considerablemente el alcance de la dosimetría neutrónica. El ya complejo problema de revisar y optimizar la respuesta de monitores de neutrones para satisfacer las nuevas recomendaciones ICRP ha sido ulteriormente complicado por la necesidad de definir una respuesta de referencia hasta aproximadamente 1 GeV y luego alcanzar esa respuesta mediante métodos experimentales. No exactamente "imposible", pero casi ....

**A.D.** Has estado participando de modo muy activo en varios proyectos internacionales relacionados con la dosimetría de neutrones. Desde esta excelente perspectiva, ¿podrías comentar los progresos recientes que consideras más relevantes concretamente en la dosimetría personal de neutrones?

**F.dE.** Hace sólo diez años, una gran intercomparación internacional de dosimetría neutrónica organizada por EURADOS y SSI, el Instituto de Radioprotección Sueco, mostró que los dosímetros neutrónicos personales eran todavía principalmente dispositivos pasivos basados en métodos tradicionales como termoluminiscencia o detectores de trazas. El umbral de detección

*“ Parece que los métodos de medida de neutrones son todavía incapaces de proporcionar una solución satisfactoria para el problema de la dosimetría neutrónica. ”*

mínimo de estos dispositivos era típicamente de varios cientos de microsievverts y las dependencias energética y angular de la respuesta estaban lejos del ideal. Desde entonces, el empuje para poner en práctica las recomendaciones de la ICRP y, en particular, los principios ALARA condujeron a una mayor atención hacia métodos de alta sensibilidad que ofrecen una respuesta en tiempo real. Los detectores de burbujas ganaron una gran popularidad en este período, a principios de los años noventa, cuando fue reconocido que eran el único sistema comercialmente disponible que ofrecía dependencia energética adecuada, alta sensibilidad a neutrones y respuesta en tiempo real. Sin embargo, una generación nueva de dispositivos de alta sensibilidad y respuesta en tiempo real ha aparecido recientemente en el mercado: los dosímetros electrónicos personales (EPD). Los EPD para radiación fotónica y beta han estado disponibles comercialmente desde hace varios años y su nivel de exactitud y fiabilidad es tal que son actualmente considerados para la dosimetría oficial o primaria. Por el contrario, EPDs para neutrones sólo han sido introducidos muy recientemente. Prácticamente la totalidad de estos dispositivos están basados en semiconductores, lo que los hace particularmente atractivos debido a su robustez, pequeñas dimensiones y coste limitado. Sin embargo, los detectores basados en semiconductores presentan una dependencia energética inadecuada de la respuesta a los neutrones y una sensibilidad intrínseca a los fotones. El desarrollo de soluciones viables para estos dos problemas complejos ha requerido tiempo y esfuerzo considerables por parte de la industria de detectores de radiación, quien enfocó primero el desarrollo de los más simples y más rentables EPD para fotones y radiación beta. A pesar de las

elevadas dificultades técnicas y de un mercado relativamente limitado, también ha llegado el momento de los EPD de neutrones y finalmente están comercialmente disponibles modelos japoneses sumamente miniaturizados, así como modelos europeos más voluminosos pero más exactos.

**A.D.** Además de los instrumentos más tradicionales como son los basados en técnicas de moderación, los detectores de burbujas parecen ser uno de los pocos métodos propuestos que han alcanzado madurez suficiente como para poder ser empleados en la práctica. Siendo tu uno de los investigadores y promotores de ese tipo de detectores más característico, ¿podrías explicarnos las razones de tal éxito?

**F.dE.** Como comentaba anteriormente, los detectores de burbujas para dosimetría personal se hicieron populares cuando no había realmente ningún otro sistema que proporcionase la dependencia energética requerida, un umbral de detección bajo y una respuesta en tiempo real. De las distintas versiones existentes, el denominado "detector de burbujas" (bubble (damage) detector) del tamaño y forma de una pluma contribuyó enormemente al creciente empleo de esta tecnología en dosimetría personal. Estos detectores pasivos presentan algunas soluciones tecnológicas muy ingeniosas. Están basados en el contaje óptico de las burbujas que se forman y permanecen atrapadas dentro del detector después de la irradiación. El contaje puede hacerse manualmente, quiero decir visualmente, o mediante sistemas de cámara automatizados que pueden reconocer hasta cien burbujas. Durante los últimos años, la aplicabilidad de estos detectores en radioprotección práctica ha sido mejorada considerablemente. Los primeros modelos sufrían

*“ Los detectores de burbujas para dosimetría personal se hicieron populares cuando no había ningún otro sistema que proporcionase la dependencia energética requerida, un umbral de detección bajo y una respuesta en tiempo real.”*

de dos problemas principales: no era posible usarlos más, una vez que se formaban más de cien burbujas, y la respuesta variaba con la temperatura (más del 5 % por grado Celsius). El modelo actual presenta una caperuza roscada que permite la presurización y reinicialización del dispositivo al final de cada uso. Además, contiene un material térmicamente extensible que ejerce presión sobre el detector y compensa una gran parte de los efectos de la temperatura. Verdaderamente, estas mejoras han puesto a la tecnología del detector de burbuja a un nivel bastante maduro. A pesar de la llegada de los EPD, existe todavía un espacio para los detectores de burbujas en dosimetría personal ya que ofrecen una respuesta superior a neutrones, insensibilidad a fotones o a la interferencia electromagnética, y no necesitan pilas.

**A.D.** Al hilo de tu respuesta anterior ¿Cuáles son las aplicaciones dosimétricas mejor servidas por los detectores de burbujas? ¿Existen diferencias entre las dos tecnologías de burbujas desde el punto de vista de su aplicación práctica?

**F.dE.** Ciertamente hay dos tecnologías de fabricación y dos versiones principales de estos dispositivos, llamados por sus creadores originales "detectores de gotas sobrecalentadas" (superheated drop detectors) y "detectores de burbujas" (bubble (damage) detectors), respectivamente. Los detectores comparten la misma física y por esta razón me gusta llamar a todos "superheated emulsions" (emulsiones sobrecalentadas), denominación que ha sido adoptada recientemente por la ICRU y la ISO en sus informes y normas. La diferencia entre las dos tecnologías está relacionada principalmente con el método utilizado para contar las burbujas que se forman en los detectores irradiados. En los "bubble (damage) detectors" las burbujas son atrapadas en un polímero gelatinoso bastante rígido, y pueden ser contadas individualmente. Estos detectores pasivos, de los que hemos hablado antes, son particularmente convenientes para la dosimetría personal, ya que presentan un umbral de detección de unos microsievets. En los "superheated drop detectors" se utiliza un gel acuoso, menos rígido, y las burbujas pueden migrar dentro del detector. Estos detectores son más adecuados para medidas de dosis altas o para dispositivos activos. En la versión para medidas de dosis altas, los frascos del detector son conectados a pipetas graduadas: cuando se forman burbujas de vapor, estas desplazan un volumen equivalente de gel en la pipeta que puede ser medido fácilmente. Una aplicación especial de estas emulsiones es la medida de fotoneutrones generados por rayos X en radioterapia. El empleo de "superheated drop detectors" en la instrumentación activa, en cambio está basado en el hecho de que el hervor de las gotitas sobrecalentadas es acompañado por pulsos de presión oscilante, los que pueden



ser fácilmente registrados acústicamente. Basados en esta idea, se han desarrollado varios instrumentos originales para la dosimetría y la espectrometría de neutrones.

**A.D.** ¿Podemos esperar todavía nuevos desarrollos y nuevas mejoras en los detectores de burbujas?

**F.dE.** Esta pregunta llega en un momento muy difícil. Robert Apfel, uno de los más grandes expertos mundiales en acústica y dinámica de los fluidos y el inventor de la tecnología de las emulsiones sobrecalentadas, falleció repentinamente el pasado agosto. Por mi formación en instrumentos y métodos nucleares, Robert me había elegido para trabajar con él, primero como su alumno, y más tarde como su colaborador principal en la investigación y desarrollo de las emulsiones sobrecalentadas. Ahora, he recibido la responsabilidad de mantener vivo su gran legado y haré todo lo posible para desarrollar aun más la tecnología de las emulsiones sobrecalentadas. La dosimetría tridimensional, la microdosimetría de fase condensada y la espectrometría de LET son algunos de los numerosos proyectos apasionantes e innovadores a los que quiero dedicarme. El papel de las emulsiones sobrecalentadas será también valiosamente defendido por Harry Ing, quien desarrolló el popular "bubble (damage) detector" para dosimetría personal. Seguramente también podemos esperar mejoras y desarrollos provenientes de su grupo.

**A.D.** Los procesos físicos en los que se basan los detectores de burbujas, aunque bien conocidos, son radicalmente distintos de los habituales en otros tipos de detectores a los que los dosimetrías estamos más acostumbra-

dos, como la ionización en gases o en sólidos. ¿Podrías comentar algo en relación con esos procesos?

**F.dE.** Las emulsiones sobrecalentadas funcionan según los mismos principios físicos que la cámara de burbujas, empleada desde hace mucho tiempo en la física de partículas de alta energía. La diferencia clave entre éstos y todos los otros detectores de radiación es el empleo de un líquido sobrecalentado, que es un fluido mantenido en la fase líquida aunque su temperatura esté por encima del punto de ebullición. Un líquido sobrecalentado es "metaestable" y está listo para vaporizarse en cuanto

“ Hay rangos de energía para los que no se dispone de ningún monitor de dosis equivalente adecuado. ”

tenga lugar un factor de provocación, como el paso de una partícula cargada creada por una interacción neutrónica. Las emulsiones son continuamente sensibles a la radiación ya que las gotitas son mantenidas en el estado sobrecalentado, lo que es posible gracias a que el gel emulsionador es como un contenedor perfecto para ellas, con paredes lisas y limpias. La nucleación de las burbujas sólo ocurre cuando una cantidad de energía suficiente se deposita dentro de la región microscópica ocupada por la gota sobrecalentada. La detección selectiva de diferentes tipos de radiaciones directamente o indirectamente ionizantes puede conse-

guirse a través de una elección apropiada de líquidos (típicamente carburos halogenados) y de las condiciones de funcionamiento. Por ejemplo, las emulsiones de halocarburo-114 son completamente insensibles a fotones y son muy convenientes para la espectrometría de neutrones rápidos, así como para la detección de partículas cargadas por encima de valores específicos de energía y LET. Las emulsiones de halocarburo-12 son también sensibles a neutrones térmicos e intermedios, y son las más convenientes para aplicaciones de dosimetría de neutrones ya que su respuesta es similar a los coeficientes de conversión de dosis equivalente. Finalmente, las emulsiones de halocarburo-115 son sensibles a electrones y detectan fotones por sus partículas secundarias, así como también iones de baja LET por sus interacciones coulombianas.

**A.D.** Algunos expertos parecen ser proclives a pensar que la espectrometría es inevitable para obtener una buena dosimetría en el caso de neutrones. ¿Es así en tu opinión? ¿Para niveles de radioprotección también?

**F.dE.** Esto depende principalmente de la naturaleza del campo neutrónico y del nivel de exactitud requerido. Se pueden identificar tres métodos fundamentales en dosimetría neutrónica para protección radiológica. Primero, se puede hacer una determinación de dosis equivalente basada en su definición como el producto de dosis absorbida multiplicada por el factor de calidad derivado de técnicas microdosimétricas. Segundo, se puede diseñar un dispositivo que reproduzca la dependencia energética de los coeficientes de conversión a dosis equivalente, utilizando un efecto físico o (bio)químico con propiedades similares a la deposición

de dosis equivalente en el tejido. Tercero, se puede hacer una determinación espectrométrica de la distribución energética de la fluencia que luego es integrada sobre los coeficientes de conversión de dosis equivalente. Cada método tiene sus partidarios fervientes y yo ciertamente no quiero expresar una preferencia particular. Sin embargo, se puede decir que la espectrometría neutrónica proporciona una medida de una magnitud del campo de radiación, o sea una caracterización fundamental del campo de neutrones, que es válida independientemente de cantidades operacionales, tipos de maniquies o factores de calidad. Esta información puede ser usada en conjunción con los coeficientes actuales de conversión o con otros que pudieran ser recomendados en el futuro. Además, hay rangos de energía para los que no se dispone de ningún monitor de dosis equivalente adecuado. En estos casos, la espectrometría puede proporcionar un acercamiento viable para la determinación de las cantidades de protección radiológica. En otros casos, sin embargo, el considerable tiempo y esfuerzo requerido para los complejos procedimientos de espectrometría no parecen justificados y los monitores convencionales son una opción más práctica.

**A.D.** Tu tienes también amplia experiencia en métodos microdosimétricos, con TEPCs (Detectores Proporcional Equivalentes a Tejido). ¿Piensas que estos métodos pudieran ser aplicados en un futuro para la dosimetría personal de neutrones? De vez en cuando se ven publicaciones describiendo nuevos prototipos o ideas para su desarrollo orientados a la dosimetría personal.

**F.dE.** Como decíamos antes, los métodos microdosimétricos, y en particular los contadores proporcionales equivalen-

tes a tejido, permiten la determinación de la dosis equivalente según su definición, que es el producto de la dosis y del factor de calidad, un método muy elegante. De hecho, ya a finales de los años sesenta se propuso, en Inglaterra, un contador proporcional con su electrónica miniaturizada, posiblemente uno de los primeros EPD, para la dosimetría personal. La idea fue abandonada hasta mediados de los años ochenta, cuando se presentaron varios prototipos de laboratorio y también versiones comerciales. Sin embargo, estos dispositivos también fueron abandonados ya que tenían altos gastos de fabricación y una variedad de problemas, como alto consumo de electricidad, microfónica, interferencia electromagnética y sensibilidad relativamente baja. Finalmente, algunos laboratorios de investigación en Francia y Alemania han propuesto recientemente algunos prototipos nuevos que parecen alcanzar grandes aumentos de sensibilidad usando un diseño "multicelular" en los que un mismo volumen de gas está en contacto con una pared de mayor superficie. Estos dispositivos presentan una muy buena dependencia energéti-

*“ España tiene los recursos y la motivación, reactores de energía nuclear y centros de investigación nuclear, para jugar un papel importante en el campo de la dosimetría neutrónica. ”*

ca de la respuesta de dosis equivalente y pueden proporcionar una gran cantidad de información sobre el campo entero de radiación, no solamente sobre la componente neutrónica. Sin embargo, a pesar de estos comentarios positivos, yo creo que será bastante difícil que los contadores proporcionales alcancen el mismo nivel de miniaturización y robustez que los dispositivos a semiconductores, que parecen constituir el futuro de la dosimetría neutrónica personal.

**A.D.** Finalmente, ¿Querrías añadir algo para nuestros lectores? Sin duda será muy interesante en particular para la aun pequeña comunidad de dosimetrías de neutrones en nuestro país

**F.dE.** España tiene los recursos y la motivación, reactores de energía nuclear y centros de investigaciones nucleares, para jugar un papel importante en dosimetría neutrónica. Estoy familiarizado en particular con el excelente trabajo realizado en las Universidades de Barcelona y Valladolid. Creo que varios proyectos de investigación internacionales de dosimetría neutrónica se beneficiarían de una mayor participación española. CIEMAT tiene un historial excepcional de participación en proyectos internacionales de dosimetría medioambiental, interna, retrospectiva y médica. Esta experiencia podría servir de ejemplo y de guía para una mayor participación española en dosimetría neutrónica.

**A.D.** Gracias, Francesco por la amabilidad y el interés que has mostrado contestando a nuestras preguntas. Gracias especialmente por el reconocimiento que nos haces a los que en España estamos trabajando en el complejo campo de la dosimetría de neutrones.

# Dosímetros electrónicos personales para neutrones. Nuevos desarrollos basados en detectores de almacenamiento directo de iones y en detectores de silicio.

Dr Christian Wernli.  
Paul Scherrer Institute, Villigen, Suiza.

## RESUMEN

Los dosímetros personales electrónicos para neutrones siguen siendo objeto de programas de desarrollo industrial o de laboratorio. Los problemas que aún han de solucionarse están relacionados tanto con características dosimétricas tales como la dependencia con la energía de los neutrones, la discriminación entre neutrones y fotones y la sensibilidad, como con aspectos tecnológicos relacionados con el tamaño, peso y coste de dichos dispositivos. Algunos desarrollos realizados recientemente en sistemas basados en detectores de silicio son bastante prometedores, aunque algunos de los primeros productos ya comercialmente disponibles muestran un rendimiento más bien pobre. Prototipos de dosímetros de neutrones basados en la técnica de almacenamiento directo de iones (Direct Ion Storage, DIS) han sido probados en diversos programas. Se ha producido la primera serie industrial de DIS-N y se está realizando en la actualidad una optimización adicional del diseño.

## INTRODUCCIÓN

La interacción de un neutrón con el cuerpo humano incluye múltiples dispersiones elásticas que dan como resultado la "moderación" de la energía del neutrón, con posterior deposición de energía a través de reacciones de captura nuclear de esos neutrones ya termalizados. Este proceso no puede simularse con un dispositivo pequeño y ligero, como es el caso de un dosímetro personal. Como consecuencia de ello, los dosímetros personales para neutrones interactúan con un espectro de neutrones diferente al de los tejidos corporales y el tipo de interaccio-

nes de captura del neutrón en el organismo es diferente del que normalmente se utiliza en los dosímetros. Por lo tanto, la dependencia de la energía es un problema inherente a la dosimetría personal de neutrones.

La magnitud a medir es la dosis equivalente personal,  $H_p(10)$ . Para la radiación neutrónica, la energía depositada por unidad de masa tiene que ser ponderada por un factor de aproximadamente 10 para la mayor parte de espectros realistas, para obtener la dosis equivalente. Como consecuencia de ello, la necesidad de un límite de detección bajo para dosis equivalente de

neutrones (por ejemplo de 0,1 mSv), implica la necesidad de una detección de señales adicionales muy pequeñas (correspondientes por ejemplo a 0,01 mGy de dosis absorbida) en presencia de radiación de fondo que tiene una intensidad y composición variable. Por lo tanto, la alta sensibilidad constituye un reto para la dosimetría personal de neutrones.

Para detectar radiación neutrónica en un dosímetro personal, se utilizan fundamentalmente dos tipos de interacciones:

1. *Dispersión elástica de neutrones rápidos en hidrógeno.* Mediante este proceso, la energía se transfiere a los

## SUMMARY

Electronic personal neutron dosimeters are still subject of laboratory or industrial development programs. Problems to be solved relate to dosimetric characteristics such as neutron energy dependence, neutron/photon differentiation, and sensitivity as well as technological challenges concerning size, weight, and cost of such devices. Recent developments on silicon detector based systems are quite promising, although some commercially available products show rather poor performance. Prototype Direct Ion Storage (DIS) neutron dosimeters have been tested in various programs. First industrial series of DIS-N have been produced and further optimization of the design is going on.

núcleos de los átomos de hidrógeno. Los protones de retroceso son entonces detectados. Sus rangos son de hasta cerca de 100 micrómetros en material equivalente a tejido (dependiendo de la energía). La dosimetría de neutrones basada en protones de retroceso generalmente es factible para neutrones de energía superior a 0,1 MeV.

2. *Reacciones nucleares con neutrones térmicos.* Para la dosimetría personal las reacciones más frecuentemente utilizadas son  ${}^6\text{Li}(n/\gamma){}^3\text{H}$  ó  ${}^{10}\text{B}(n/\gamma){}^7\text{Li}$ . Las partículas secundarias de estas reacciones son directamente ionizantes y pueden ser detectadas. Sus rangos son más bien cortos. Para las partículas  $\alpha$  el rango es de aproximadamente 10 micrómetros en material equivalente a tejido.

Aunque en menor medida, también se utilizan otras interacciones tales como resonancias para neutrones con energía en el rango intermedio. El principal problema de la mayoría de los sistemas dosimétricos electrónicos de neutrones es el de diferenciar entre partículas secundarias producidas en reacciones nucleares con neutrones y el fondo, fundamentalmente el debido a radiación fotónica.

En 1999 se publicó una revisión de dosímetros activos para neutrones [1]. En el 2001 se publicaron artículos de revisión sobre dosímetros electrónicos para fotones, radiación beta y neutrones [2,3].

### **DOSIMETRÍA DE NEUTRONES CON DETECTORES Si. UNA BREVE REVISIÓN.**

#### **Desarrollo de un dosímetro operacional en el IPSN de Francia.**

El objetivo del departamento de dosimetría del IPSN era diseñar un dosímetro individual para neutrones que cumpliera todas las especificaciones del "IEC estándar 1323". En los últimos

años se han investigado diferentes tecnologías y el resultado ha sido el desarrollo de un dosímetro basado en detectores de silicio [4].

La sección eficaz de interacción entre los neutrones y el propio silicio no es suficiente como para que pueda utilizarse directamente un diodo como detector de neutrones. Por lo tanto, han de utilizarse convertidores "neutrón-partícula cargada". Se usan dos tipos de reacciones (dispersión elástica e interacción nuclear) para conseguir la mejor cobertura del rango de energía de los neutrones para el que el dosímetro debe, idealmente, proporcionar una respuesta constante en función de la energía del neutrón. Estos convertidores se colocan directamente en contacto con la ventana de entrada del diodo de silicio (figura 1) sobre distintas áreas del mismo.

La mayoría de las señales obtenidas para neutrones con energía mayor a 0,3 MeV se basan en dispersiones elásticas neutrón-protón obtenidas en un material que contiene grandes cantidades de hidrógeno (polietileno). Cuando los neutrones interactúan con el convertidor, parte de la energía de los neutro-

nes incidentes es transferida a los protones en los átomos de polietileno. Como consecuencia de esta transferencia de energía se provoca el movimiento de protones. El uso de una pareja de convertidores realizados con dos películas de polietileno de diferente espesor permite evaluar la energía de los neutrones incidentes (entre 0,3 y 15 MeV) y de este modo corregir variaciones en la sensibilidad en función de la energía. La detección de neutrones con energía menor a 0,3 MeV se basa fundamentalmente en la reacción nuclear  ${}^{10}\text{B}(n/\gamma){}^7\text{Li}$  de los neutrones con el boro-10. El grosor de los convertidores pequeños ha sido optimizado de tal manera que la respuesta del dosímetro es satisfactoria para todo el rango de energía de los neutrones (desde energías térmicas hasta 15 MeV). Las partículas cargadas (protones, alfa o núcleos de litio) se detectan en el diodo de silicio y depositan parte o toda su energía en él.

Se ha calculado la distribución de las energías depositadas en el diodo de silicio durante la irradiación con neutrones monoenergéticos de 0,25 MeV. Hay un primer pico por debajo del

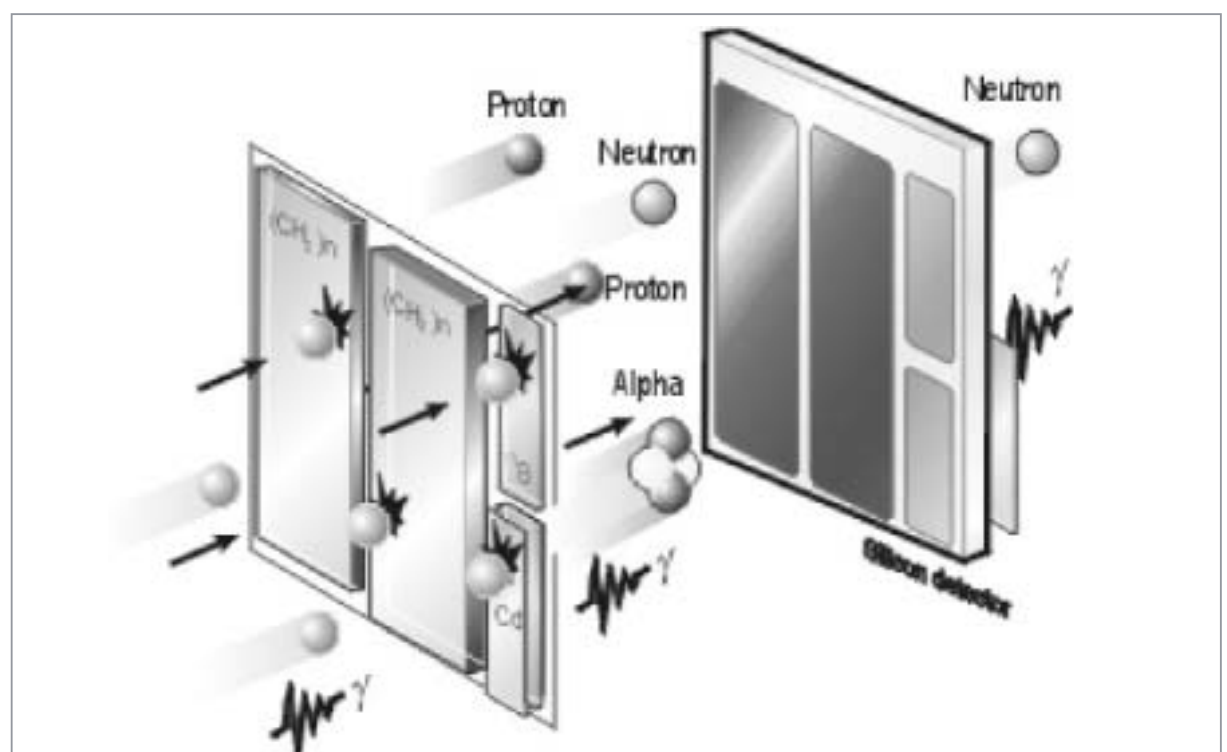


Fig. 1. Esquema del sistema convertidor y detector del dosímetro Saphydose-n.



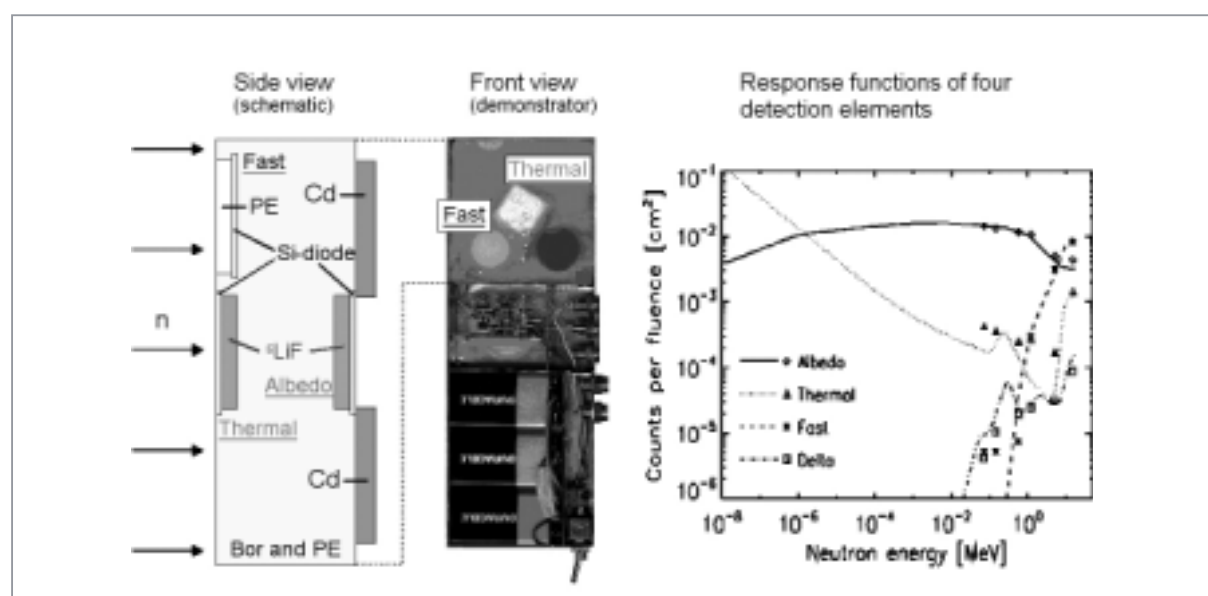


Fig. 2. Esquema del prototipo de dosímetro para neutrones del GSF (vista frontal) y de la función de respuesta.

umbral de 0,1 MeV, debido a una componente fotónica que está relacionada con el modo de producción de los neutrones. Hay un segundo pico centrado en 0,2 MeV, que corresponde a protones originados por el polietileno. El tercer y cuarto pico a 0,8 y 1,6 MeV respectivamente se originan por la interacción de los neutrones con el boro-10. Se utiliza el análisis del espectro de "pulsos" producido en el diodo para evaluar la dosis equivalente y el equivalente de dosis de neutrones en tiempo real.

En noviembre de 2001 se construyó una primera serie de 15 dosímetros que sería analizada en cuanto a su calibración por el CTHIR (Agencia de Certificación Francesa). La comercialización con el nombre de "Saphydosen" comenzó a principios de 2002.

### **Proyecto de dosímetro de neutrones del GSF.**

En el GSF, Munich, se ha desarrollado un dosímetro electrónico para neutrones basado en cuatro diodos de silicio con convertidores optimizados. En la figura 2 se presenta un esquema del prototipo y de la función de respuesta de los detectores (falta un detector en el esquema).

### **"Aparatos" electrónicos de Aloka y Funji y nuevos desarrollos en PTB.**

Las compañías japonesas Aloka y Funji han desarrollado dosímetros electrónicos para neutrones basándose en diodos de silicio comercialmente disponibles. Las primeras medidas realizadas por el PTB en el sistema Aloka han mostrado una sobre-respuesta considerable para neutrones con energía en la región intermedia, impidiendo que el aparato pueda utilizarse como dosímetro personal [5]. Medidas recientes realizadas por el PTB también muestran una mejor dependencia de la energía por parte de los dosímetros electrónicos de neutrones de la marca Funji [5]. Realmente no existen más datos, ya que este instrumento no es fácil de conseguir en el mercado europeo.

En el PTB se está desarrollando un nuevo dosímetro electrónico para neutrones [5]. Este aparato está basado en un único detector con un diseño especial convertidor/detector optimizado para la detección de la dosis equivalente de neutrones y fotones. En la figura 3 se muestra la dependencia de energía del actual prototipo.

### **Siemens EPD-N.**

El dosímetro electrónico Siemens EPD-N comercialmente disponible, es sensi-

ble a radiación X, gamma y neutrones. Se utilizan tres tipos de detectores diodo PIN para medida de rayos gamma duros, rayos gamma blandos, compensación de neutrones y detección de neutrones. La dosis de fotones y neutrones se estima por medio de un algoritmo parametrizado con cuatro canales. El detector de neutrones es sensible únicamente a neutrones térmicos y la respuesta a neutrones rápidos de más de 1 MeV es muy baja. Puesto que la diferenciación entre las señales debidas a radiación fotónica y a neutrónica no es fácil, parece ser posible la identificación errónea de dosis como debido a neutrones cuando el equipo se expone a rayos X.

El diseño mecánico está basado en el bien conocido Siemens EPD Mk2 para fotones y radiación beta. Recientemente, Siemens ha anunciado el modelo EPD-N<sup>2</sup>. Este dosímetro deriva la dosis de neutrones a partir de dos detectores, prometiendo una dependencia de la energía mejorada. Aún no se dispone de datos técnicos para este sistema.

### **DOSIMETRÍA DE NEUTRONES CON CÁMARAS DE IONIZACIÓN POR ALMACENAMIENTO DIRECTO DE IONES.**

Ya en 1963, H.H. Rossi publicó un trabajo sobre "Cámaras de ionización en dosimetría de neutrones" [6], en el que dejó claro que la dosimetría de neutrones con cámaras de ionización en campos de radiación mixtos no es sencilla. Puesto que la radiación fotónica es siempre detectada por las cámaras de ionización, para evaluar la dosis de neutrones han de utilizarse dos tipos de cámaras de ionización con distinta respuesta a ese tipo de radiación, debiendo poder diferenciarse bien las señales respectivas de ambas cámaras.

Basándose en este concepto, se han desarrollado una serie de sistemas para la medida de neutrones basados en el concepto de "active twin chambers" o cámaras pareadas activas [7-9]. En aplicaciones prácticas existían limitaciones debido a que la sensibilidad de dichos sistemas es más bien baja para la determinación de la dosis equivalente de neutrones debido a deficiencias en la electrónica en el momento en que tales sistemas fueron desarrollados. Posteriormente, se diseñaron dispositivos de cámaras de ionización pasivas usando "electrets" [10, 11]. Pero, hoy en día, ninguno de estos sistemas se usa de forma rutinaria para la vigilancia individual. Recientemente RADOS Technology ha introducido un nuevo principio en la dosimetría de radiaciones basándose en el denominado "Almacenamiento Directo de Iones, ("Direct Ion Storage", DIS). Actualmente, los sistemas DIS están comercialmente disponibles y legalmente aprobados en Suiza para su uso con radiación beta y fotones. Además se han desarrollado sistemas DIS para dosimetría de neutrones en el

marco de un Proyecto de Investigación Europeo [12] y están disponibles algunos dosímetros a nivel prototipo.

### **Principio de almacenamiento directo de iones.**

En una célula de memoria no volátil de estado sólido, se almacena la información en forma de una carga eléctrica atrapada en la puerta flotante de un transistor MOSFET. Los primeros diseños de memoria fueron utilizados para almacenar únicamente información digital, lo que significaba que en cada célula de memoria había bien una cantidad baja o una cantidad alta de carga almacenada para representar uno de los dos dígitos binarios 0 ó 1.

En 1991, se introdujo un nuevo tipo de memoria no volátil, comercializándose para ser utilizada para almacenar información analógica. Esto significó que la cantidad de carga en cada célula de memoria podía ahora hacerse totalmente variable, y por lo tanto la célula de memoria podía utilizarse para almacenar información analógica. Desde ese momento el uso de estas nuevas memorias Analog-EEPROM

de bajo coste ha causado un aumento espectacular en un gran número de aplicaciones, como por ejemplo la grabación de conversaciones en sistemas electrónicos de contestadores telefónicos, etc.

Respecto de su empleo en la medida de radiaciones hay que hacer notar que la sensibilidad a radiación de las células de memoria de estado sólido normales es inherentemente demasiado pequeña para ser utilizadas como detectores de radiación ionizante en aplicaciones de protección radiológica. La principal razón de ello es que las memorias son diseñadas de forma deliberada para no ser sensibles a radiación ionizante, de tal manera que puedan utilizarse en el espacio y en ambientes militares sin dañarse.

La figura 4 muestra la estructura de una célula memoria estándar Analog-EEPROM. La carga de la puerta flotante puede fijarse en un nivel predeterminado por medio de electrones inyectados por efecto túnel desde la capa de óxido. La carga es entonces almacenada permanentemente en la puerta porque en el rango de temperaturas en el que normalmente se opera los electrones tienen una probabilidad muy baja de sobrepasar las barreras de energía en las interfases metal-óxido y óxido-silicio. Es esencial un alto grado de pureza en el proceso de formación del dióxido de silicio durante la fabricación de estos aparatos, para evitar cualquier transporte de cargas móviles desde el óxido. Los iones de sodio son normalmente los portadores de carga más abundantes. Hoy día se pueden fabricar células memoria de este tipo capaces de mantener el almacenamiento durante cientos de años.

La lectura de la información almacenada se realiza sin alterar la carga almacenada, simplemente midiendo la conductividad del transistor.

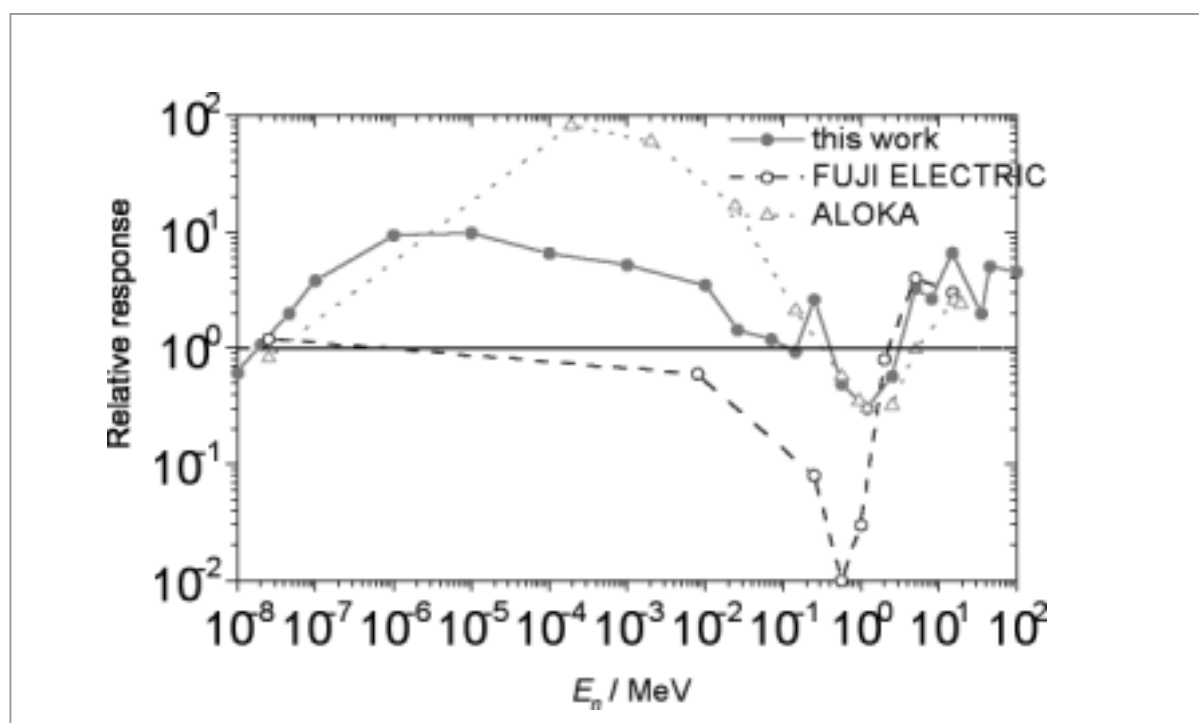


Fig. 3. Respuesta relativa de los dosímetros electrónicos para neutrones comerciales Aloka PDM-303, Funji Electric EPD (NRN), y del sistema experimental del PTB.



Para que la radiación ionizante pueda tener un efecto en la carga almacenada, bien tendría que traerse una nueva carga a la puerta, o bien retirar alguna preexistente. La radiación ionizante incidente en la capa de óxido produciría pares electrón-ion, pero debido a la muy baja movilidad de los portadores de carga en el óxido, su recombinación tiene lugar de modo preferente y con alta eficiencia y así la mayoría de la carga libre es neutralizada antes de tener la oportunidad de cruzar la interfase metal-óxido. Los dosímetros MOS basados en este principio tienen por tanto un bajo nivel de

sensibilidad a radiación ionizante insuficiente para ser aplicados en protección radiológica.

El principio DIS está basado en las siguientes consideraciones:

Si a la capa de óxido que rodea a la puerta flotante se le proporciona una apertura que permita que su superficie esté en contacto directo con el aire de alrededor (o cualquier otro gas), la situación se vuelve bastante diferente. Cualquier radiación ionizante incidente en el espacio de aire o gas produce ahora pares electrón-ion con movilidad extremadamente alta y, si hay un campo eléctrico rodeando la puerta flotante, estos portadores de carga pueden transferirse muy eficazmente a ella antes de que tenga lugar su recombinación. En la figura 5 se muestra la estructura de una célula memoria DIS.

Si se rodea toda la estructura con una pared conductora, se consigue formar de modo eficaz una cámara de ionización entre la pared y la puerta flotante, tal y como se muestra en la figura 6. Para radiación fotónica, las interacciones iniciales tienen lugar entonces en el material de la pared y los electrones secundarios así formados ionizan el aire o el gas existente entre la pared y la puerta. Para partículas cargadas, si la pared es lo suficientemente delgada, las partículas cargadas pueden transferir parte o toda su energía directamente al espacio con aire o gas. Las características dosimétricas pueden por tanto ser ajustadas del modo habitual jugando con las propiedades del material de la pared y del gas utilizado.

#### **Diseño de cámara de ionización DIS.**

Las cámaras de ionización se sitúan en el interior de un recipiente herméticamente sellado de dimensiones 35x40x7 mm<sup>3</sup>. El peso del prototipo de dosímetro es de cerca de 35 g. Pa-

ra la lectura de los dosímetros se utilizan dos tipos de lectores electrónicos, uno es una unidad no portátil, diseñada para ser instalada en laboratorio y el otro una unidad de bolsillo (figura 7).

El primer dosímetro utilizado sólo contenía un tipo de cámara de ionización en cada portadosímetro, bien una cámara de ionización sensible a neutrones/fotones o una cámara de ionización sensible únicamente a fotones. Ambos tipos de detectores fueron posteriormente combinados en un solo portadosímetro para permitir la discriminación directa de los fotones (dosímetros combinados).

#### **Cálculo de la sensibilidad a neutrones rápidos.**

La respuesta a neutrones rápidos fue calculada para una configuración de detector-pared plana, con una pared de 10 mm de material equivalente a tejido. En la figura 8 se compara la respuesta calculada  $f_R$  con los coeficientes de conversión fluencia/equivalente de dosis personal,  $h_{p..}(10)$  dados por ICRU. En la figura 9 se muestra la relación entre  $f_R$  y  $h_{p..}(10)$ . Los cálculos indican que para energías de neutrones superiores a 1MeV hay una relación casi constante entre la magnitud medida y  $H_p(10)$ . Para neutrones de menor energía, especialmente para neutrones térmicos, se necesitan convertidores adicionales como el litio (<sup>6</sup>Li) o el boro (<sup>10</sup>B) para obtener una respuesta aceptable. Hasta el momento no se han realizado cálculos específicos sobre el uso de DIS-N como un dosímetro albedo.

#### **Materiales de la pared de la cámara de ionización para dosimetría de neutrones.**

Se han estudiado diversos materiales para la pared de la cámara. Se construyeron prototipos de dosímetros

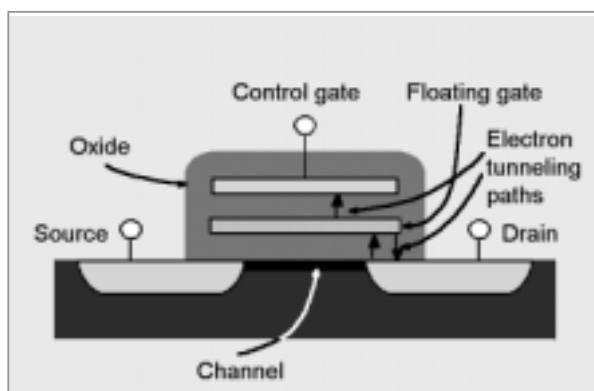


Fig. 4. Una célula memoria Analog-EEPROM.

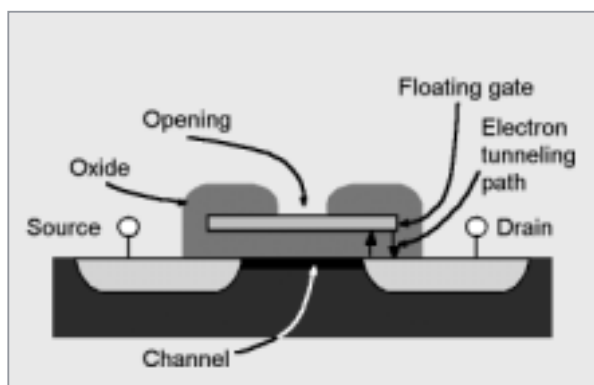


Fig. 5. Célula memoria DIS.

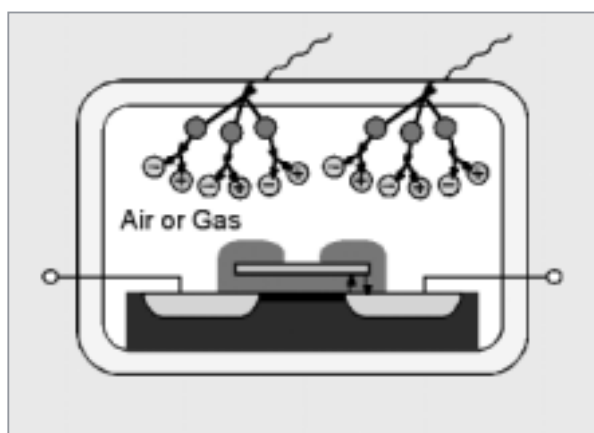


Fig. 6. Célula memoria DIS rodeada por una pared conductora.



Fig. 7. Prototipo del dosímetro DIS y lecturas.

con una alta respuesta a neutrones rápidos utilizando para la pared materiales equivalentes a tejido A-150 y polietileno (PE) para detectar protones de retroceso. Para la medida de neutrones térmicos se utilizaron A-150 que contenían diferentes cantidades de nitrato de boro (BN) y PE que contenía  $\text{LiNO}_3$ . Los neutrones térmicos pueden así detectarse por las partículas cargadas secundarias de la reacción  $(n, \alpha)$  con  $^{10}\text{B}$  y  $^6\text{Li}$  respectivamente (figura 10). Para la construcción de dosímetros con una baja sensibilidad a neutrones se utilizó Teflón y grafito, que son materiales con baja probabilidad de interacción con la radiación neutrónica (figura 11).

### Respuesta con la energía de los fotones.

Para determinar la respuesta con la energía de los fotones, se realizaron medidas en presencia y ausencia de blindajes de plomo, para fotones con energías en el rango de entre 24 y 660 keV (figura 12). Los detectores se expusieron sobre un maniquí de agua ( $30 \times 30 \times 15 \text{ cm}^3$ ). Los resultados obtenidos con los detectores se muestran normalizados a la respuesta para  $^{137}\text{Cs}$ .

Las incertidumbres en las respuestas son aproximadamente de  $\pm 3 \%$ .

Sin blindaje de plomo, la dependencia de la energía de fotones del A-150 no muestra diferencias significativas cuando se incluye boro (0,1 %, 1,25 %, 10 %). Las respuestas del PE y PE(Li) son, para bajas energías, menores que la respuesta de A-150, debido al menor número atómico del PE. El Teflón tiene mayor respuesta en el rango de energías por debajo de 80 keV comparado con A-150, el cual para medidas diferenciales podría causar una sobreestimación de la contribución de los fotones a la dosis en campos mixtos de neutrones y fotones. El grafito y el PE tienen dependencias de la energía para fotones similares y por tanto son convenientes para alojarlos en un único portadosímetro.

Para evitar falsas discriminaciones de las dosis de fotones debido a diferencias en la dependencia con la energía fotónica, se realizaron medidas en los detectores con un blindaje de plomo rodeando todo el detector (1-3 mm de grosor). Los fotones con energías inferiores a aproximadamente 100 keV son así eliminados. Aumentando el grosor del blindaje de plomo, también se reducen en gran medida los fotones de mayores energías. Sin embargo, consideraciones prácticas muestran que un grosor del plomo de 1 mm es suficiente y preferible.

### Estabilidad a largo plazo.

Se estudió la estabilidad a largo plazo de la señal utilizando detectores para dosimetría fotónica y beta (detectores

estándar producidos por RADOS). Los detectores fueron irradiados con  $^{137}\text{Cs}$  a una dosis de aproximadamente 3mSv, en Hp(10), inmediatamente después de su puesta a cero, se almacenaron a temperatura ambiente y se leyeron periódicamente. En la figura 13 se muestran los resultados. Puede observarse que hay una caída inicial de aproximadamente 0,4- 1,6 % en la información de dosis almacenada durante las primeras 12-24 horas. Ésto se asume que es causado por una absorción dieléctrica normal que tiene lugar en la interfase puerta-óxido de la estructura MOSFET. Después de este periodo, sólo se observó la acumulación normal de dosis de fondo durante aproximadamente 100 días. Posteriormente hay un ligero incremento en la señal de aproximadamente un 1 %.

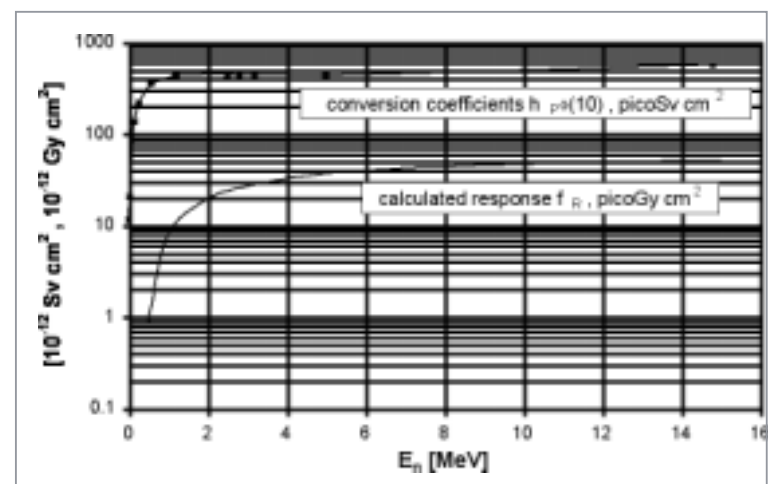


Fig. 8. Respuesta calculada  $f_R$  de una cámara de ionización con una pared de 10 mm de material equivalente a tejido y el coeficiente de conversión fluencia/equivalente de dosis personal.

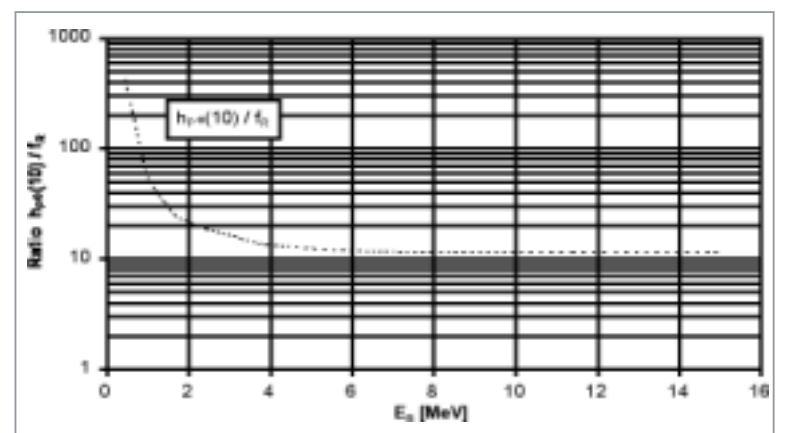


Fig. 9. Razón  $h_{P,(10)} / f_R$  in Sv/Gy.

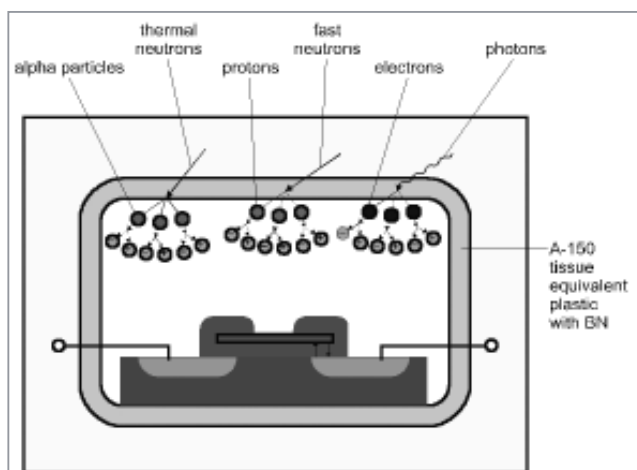


Fig. 10. Cámara de ionización con A-150 que contiene BN.

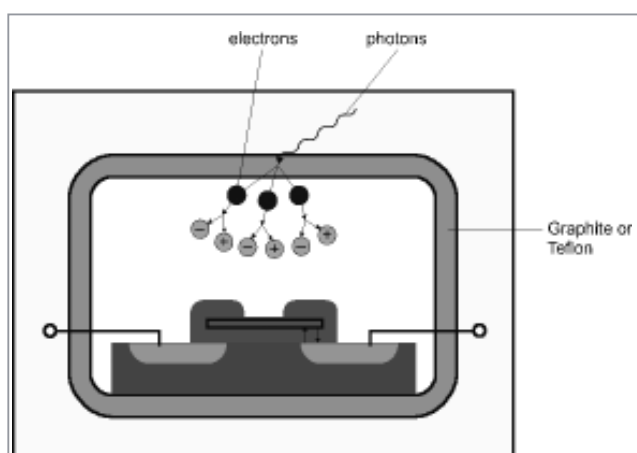


Fig. 11. Cámara de ionización con Teflón o grafito.

### Dosímetros combinados para fotones y neutrones.

Se produjeron tres tipos de dosímetros completos que contenían un detector para radiación neutrónica y fotónica y un detector únicamente para radiación fotónica (Tabla I). La unidad 0,1 % BN -TeGr contiene un detector de fotones con pared de Teflón y un electrodo hecho de grafito.

### Energía del fotón y respuesta angular de los dosímetros combinados.

Para cada uno de los dosímetros combinados, se determinó la respuesta a la energía del fotón desde 24 keV a 660 keV, con incidencia entre 0° y 60° (figuras 14, 15 y 16). Las medidas se realizaron en ausencia de blindaje de plomo. Los detectores se montaron en un maniquí de agua (30x30x15 cm<sup>3</sup>).

Los resultados se muestran con relación a la respuesta a <sup>137</sup>Cs.

La respuesta a la energía de los fotones del detector de 4% LiNO<sub>3</sub> - Gr es muy similar para ambos ángulos, y por tanto se espera alcanzar una buena discriminación de los fotones con este detector. Los otros dos dosímetros combinados tienen una respuesta con la energía de los fotones algo diferente para las energías más bajas.

### Respuesta a neutrones.

La respuesta a neutrones ha sido calculada considerando la diferencia de señal entre cada cámara, la sensible a fotones y neutrones y la sensible tan solo a fotones. Todas las señales de la cámara se normalizan frente a su respuesta a <sup>137</sup>Cs, para permitir la comparación entre diferentes cámaras:

$$R = \left[ \frac{\text{Señal(Fotón + Neutrón)}}{R_{^{137}\text{Cs}}(\text{Fotón + Neutrón})} - \frac{\text{Señal(Fotón)}}{R_{^{137}\text{Cs}}(\text{Fotón})} \right] \cdot \frac{1}{H_n}$$

- R: Respuesta de la cámara.
- R<sub><sup>137</sup>Cs</sub>: Respuesta de la cámara para <sup>137</sup>Cs
- H<sub>n</sub>: Equivalente de dosis neutrónica en mSv
- Señal: Señal de la cámara en mSv

Los dosímetros combinados fueron irradiados con diversos haces de neu-

trones monoenergéticos, con fuentes de neutrones y con espectros de campo. En la tabla II se muestran las respuestas a AmBe. En las tablas III, IV y V las respuestas se normalizan a la respuesta a AmBe. Las irradiaciones con neutrones monoenergéticos de entre 71 keV y 14,8 MeV (Tabla III y figura 17) y con neutrones cuasi-monoenergéticos (UCL 61 MeV) se realizaron en un maniquí PMMA, mientras que el resto de las irradiaciones se llevaron a cabo en el maniquí de agua. Se determinaron las respuestas a fuentes de neutrones (Tabla V) y al espectro del campo en Cadarache y UCL (Tabla VI). Los espectros de campo en Cadarache consistieron en un espectro altamente termalizado (Sigma, con las principales contribuciones de dosis por debajo de 0,5 eV (40%) y entre 1 y 5 MeV (30%).

En un espectro amplio parcialmente termalizado (Canel con agua) y en un espectro amplio fundamentalmente rápido (Canel sin agua). El espectro en UCL tiene un pico de energía principal a 61 MeV y una cola hacia bajas energías.

Considerando los valores absolutos, las lecturas de una cámara de ionización A-150 o PE para irradiación con neutrones rápidos es cerca de

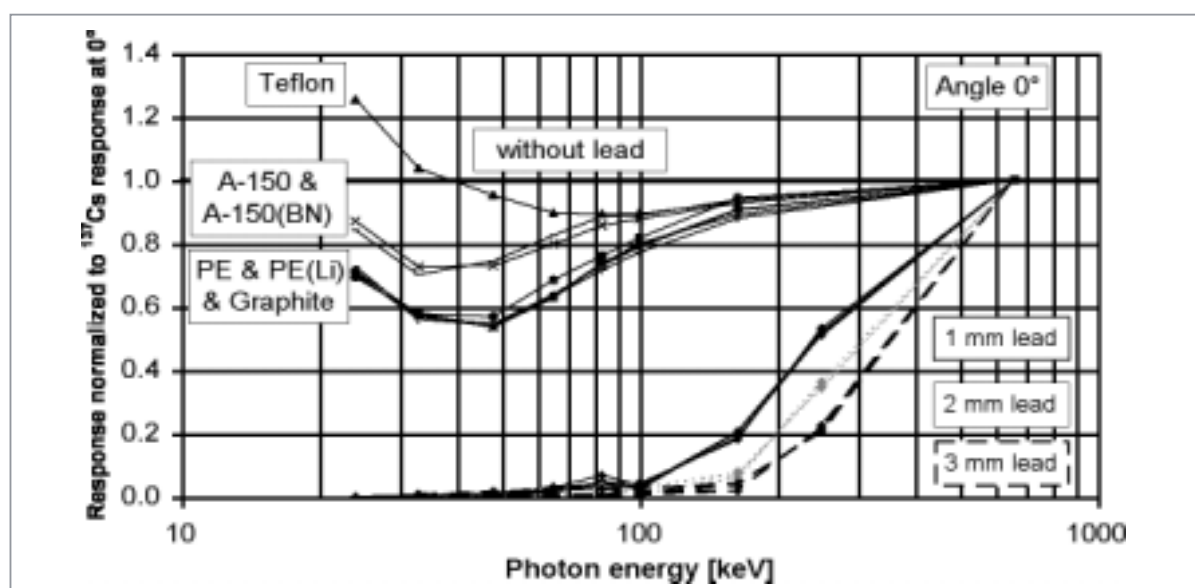


Fig. 12. Dependencia con la energía de fotones en varios detectores y el efecto del blindaje con plomo.

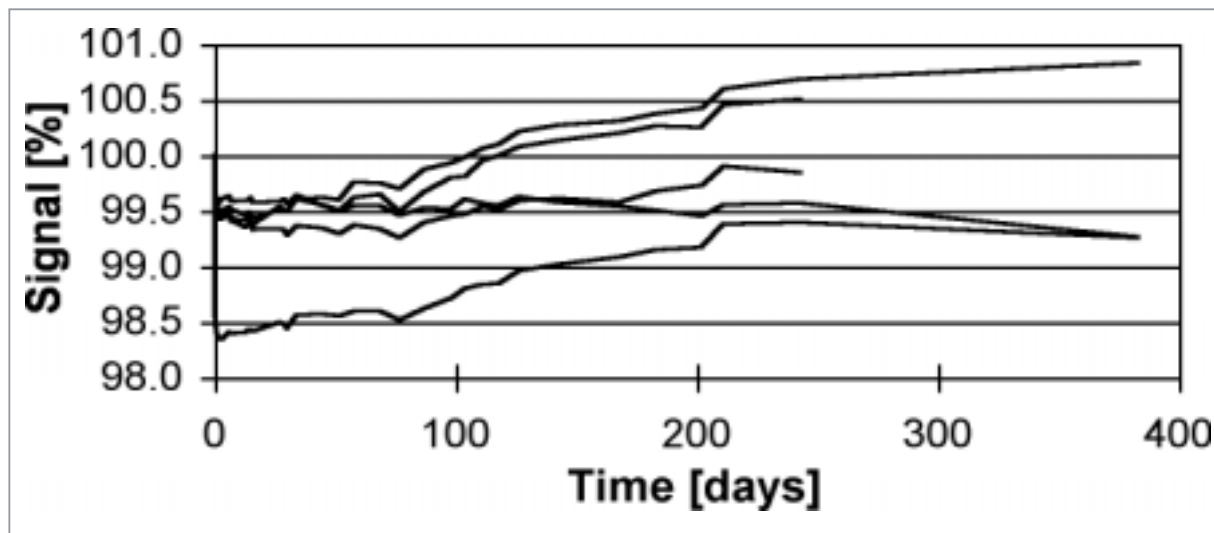


Fig. 13. Estabilidad a largo plazo de la medida de dosis en detectores estándar de fotones (corrección de 80 nSv/h de fondo).

Nombre	Detector Neutrón/fotón	Detector de fotón
4% LiNO <sub>3</sub> - Gr	PE (4% LiNO <sub>3</sub> )	Grafito
0.1% BN - TeGr	A-150 (0.1% BN)	Teflon + Grafito
10% BN - Gr	A-150 (10% BN)	Grafito

Tabla I. Materiales utilizados para producir dosímetros combinados.

tres veces mayor que para una cámara de Teflón.

Una cámara PE (4% LiNO<sub>3</sub>) combinada con una cámara de grafito resulta ser una combinación adecuada. El detector tiene la respuesta neutrónica más plana en casi todo el rango espectral, excepto para espectros termalizados, como los Sigma y Canel con agua, en donde la respuesta aumenta hasta 8 veces comparado con la respuesta a AmBe. El contenido de LiNO<sub>3</sub> ha de optimizarse para obtener una respuesta apropiada para el espectro

altamente termalizado, aceptando una respuesta baja para neutrones monoenergéticos en el rango de energía de keV (mínima a aproximadamente 144 keV).

La respuesta del detector 10% BN-Gr aumenta sustancialmente al aumentar la termalización del espectro, incluso para una fuente de neutrones moderada de Cf-252, la respuesta es cinco veces mayor que la respuesta a AmBe. Por lo tanto, el detector A-150 (10% BN)-Grafito no es adecuado para uso individual, pero podría utilizarse como un detector

para neutrones térmicos acompañando a un detector que responda de forma apropiada.

A 71 keV, el detector 0,1 % BM-Gr no muestra efectos debidos a los neutrones albedo termalizados en el maniquí, pero también tiene una respuesta mayor (factor de 2,7) para el espectro Sigma.

Para neutrones de alta energía (61 MeV) las respuestas de los tres detectores combinados disminuye a aproximadamente un quinto de la respuesta a AmBe.

### Dependencia angular de la respuesta neutrónica.

La dependencia angular de la respuesta neutrónica se midió a 0, 30 y 60 grados para fuentes de neutrones, espectros de campo y neutrones monoenergéticos. Los resultados (Tabla VII) muestran que las respuestas neutrónicas varían  $\pm 30\%$  para ángulos de hasta 60°, excepto para el espectro de campo Canel con agua, en donde se obtuvo para un detector un aumento del 87% a 60°.

### Linealidad de la respuesta neutrónica.

En la figura 19 se presenta la linealidad de la respuesta a la radiación

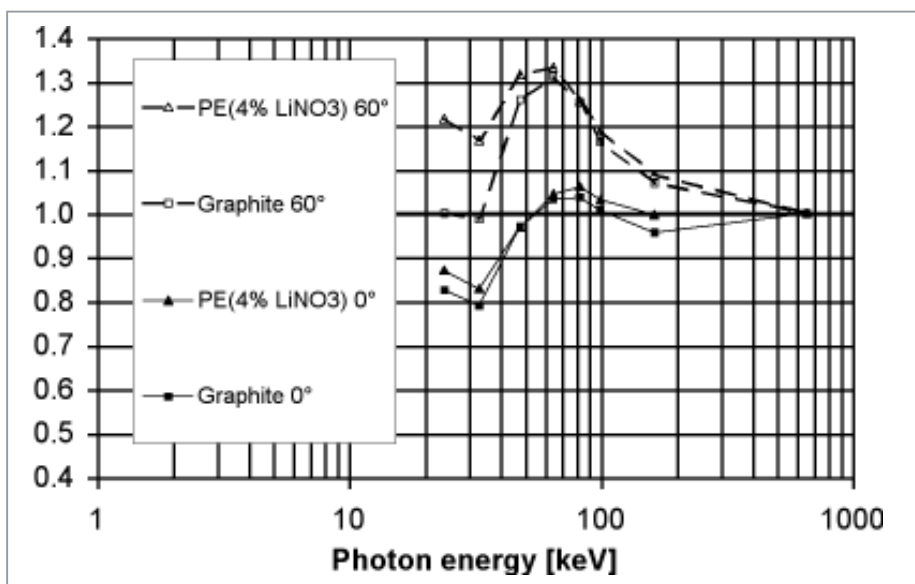


Fig. 14. Respuesta con la energía para fotones para 0° y 60°.

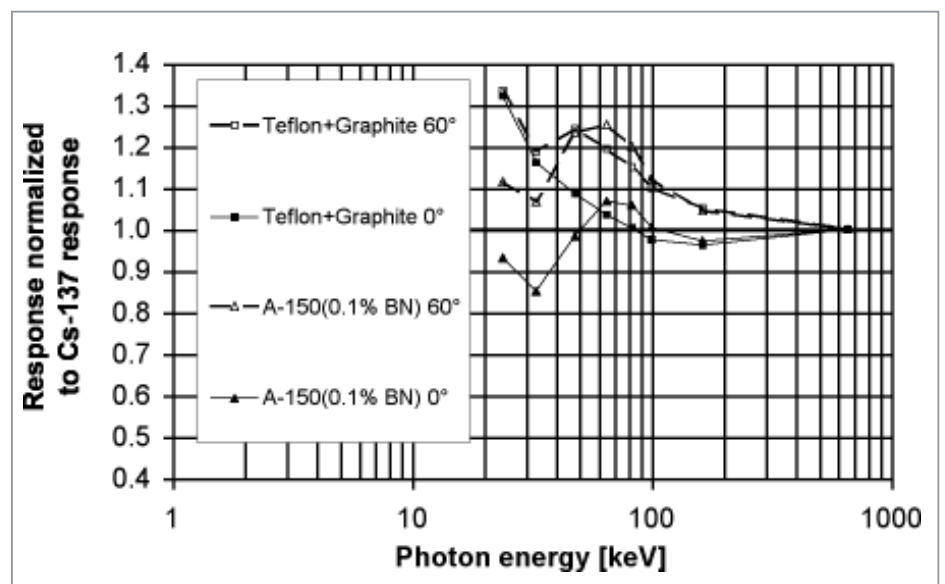


Fig. 15. Respuesta con la energía de fotones del 0.1% BN - TeGr para 0° y 60°.

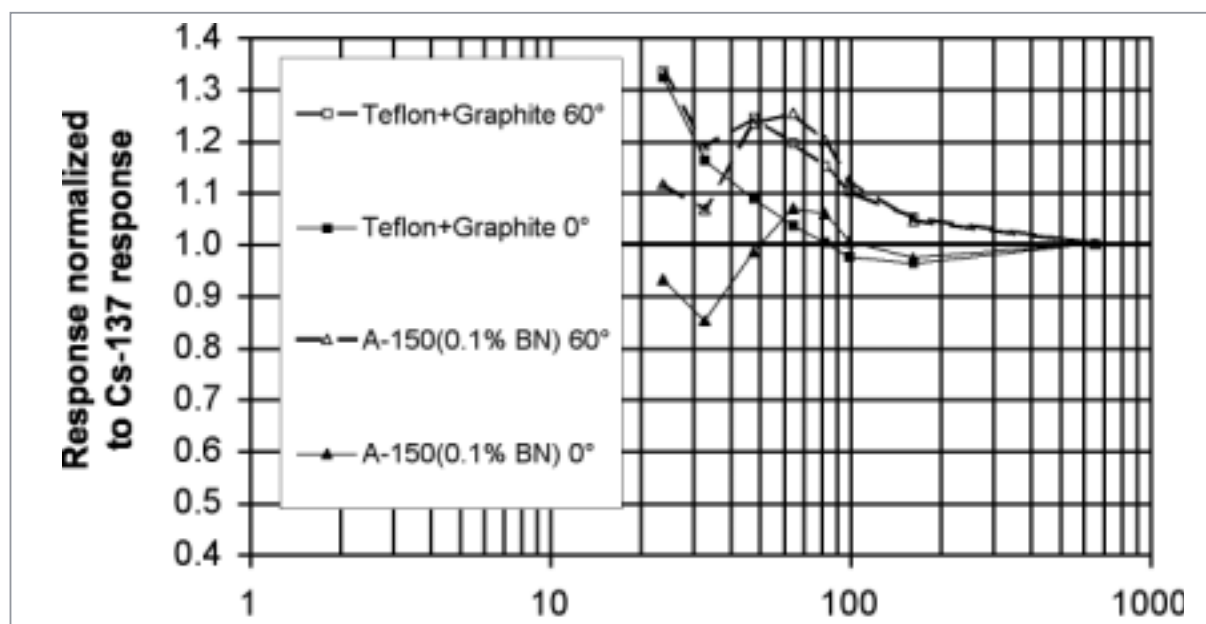


Fig. 16. Respuesta con la energía de fotones del 10% BN - Gr para 0° y 60°.

	4% LiNO <sub>3</sub> - Gr	0,1% BN - TeGr	10% BN - Gr
Respuesta AmBe	0,085	0,066	0,114

Tabla II. Respuesta del dosímetro combinado a neutrones AmBe, cuando se calibra para la radiación de fotón Hp(10).

Energía de los Neutrones [MeV]	4% LiNO <sub>3</sub> - Gr	0,1% BN - TeGr	10% BN - Gr
0,071	0,47	0,20	4,30
0,144	0,31	0,23	1,90
0,570	0,35	0,45	0,70
1,200	0,59	0,67	0,69
5,000	1,20	1,40	0,90
14,800	0,73	0,91	0,63

Tabla III. Respuestas neutrónicas del dosímetro combinado a neutrones monoenergéticos, normalizadas a la respuesta a AmBe

neutrónica de una fuente D<sub>2</sub>O moderado Cf-252 en el rango de dosis entre 30  $\mu$ Sv y 30 mSv. La desviación de la linealidad para el detector PE(4% LiNO<sub>3</sub>)- Grafito está en el rango de  $\pm$  20%.

### Límite de detección en campos mixtos fotón-neutrón.

Se determinó el límite de detección de la dosis de neutrones en campos mixtos neutrón-fotón para los tres tipos de dosímetros combinados. Los detectores fueron irradiados con una fuente AmBe y luego, sin resetear la dosis, con una fuente de <sup>137</sup>Cs. Se estudiaron proporciones de dosis fotón-neutrón desde 2 a 10. Se mostró que con estos prototipos es posible

medir dosis de neutrones de hasta 100  $\mu$ Sv con incertidumbres de aproximadamente 20%, siempre y cuando la dosis de fotones no sea mayor que el doble de la dosis de neutrones. La incertidumbre del componente de dosis neutrónico aumenta rápidamente con mayores proporciones de dosis fotón-neutrón.

Ha de prestarse atención a las diferencias en la dependencia de la energía angular de las cámaras de "neutrón" y "fotón" y a su sensibilidad relativa en los rangos de medida de las cámaras.

### Incetidumbre de las respuestas neutrónicas.

Irradiaciones sucesivas con dosis de 100  $\mu$ Sv de neutrones rápidos produ-

jeron una desviación estándar de 12-14 %. Para una dosis de neutrones de aproximadamente 3 mSv, la reproducibilidad está entre 5 y 10%.

### Aspectos específicos de la dosimetría de neutrones con cámaras de ionización y DIS.

La limitación básica de los sistemas DIS-N es el hecho de que las cámaras de ionización registran todas las ionizaciones y por tanto no diferencian entre por ejemplo radiación fotónica y neutrónica. Esto implica que es necesario realizar medidas con diferentes tipos de detectores y aplicar un algoritmo para derivar la dosis de neutrones. A pesar de que los distintos tipos de detectores deberían idealmente diferenciarse únicamente en cuanto a su sensibilidad a los neutrones, en la práctica difieren también en la dependencia de la energía de los fotones y del ángulo y en la linealidad de la respuesta relativa.

Para detectar protones de retroceso producidos por neutrones rápidos, las paredes de las cámaras de ionización deben contener una gran cantidad de hidrógeno. En el prototipo de los sistemas DIS-N se han utilizado materiales A-150, PE y PS. Con estos materiales se ha obtenido una sensibilidad relativa (normalizada a radiación fotónica de Cs-137) de 0,05 a 0,08 a radiación de neutrones AmBe. Esta sensibilidad no puede aumentarse de forma significativa para neutrones rápidos debido a la limitación del posible contenido de hidrógeno en el material de la pared. Pero, la respuesta es prácticamente constante para neutrones de energías entre 1 y 20 MeV.

Existen varias opciones para la detección de neutrones térmicos. Se pueden producir materiales que contengan Li-6 o B-10 de diversas formas, pudiéndose

Fuente de neutrones	4% LiNO <sub>3</sub> - Gr	0,1% BN - TeGr	10% BN - Gr
Cf-252(D <sub>2</sub> O)	1,10	1,00	5,00
Cf-252(D <sub>2</sub> O), Cd	1,00	1,00	3,50
Cf-252	0,79	0,83	0,85
AmBe	1,00	1,00	1,00

Tabla IV. Respuestas neutrónicas del dosímetro combinado a fuentes de neutrones, normalizadas a la respuesta a AmBe.

Espectro del campo	4% LiNO <sub>3</sub> - Gr	0,1% BN - TeGr	10% BN - Gr
Sigma	8,20	2,70	65,00
Canel con agua	2,50	0,91	22,00
Canel sin agua	1,00	0,50	6,80
UCL 61 MeV	0,21	0,18	0,24

Tabla V. Respuestas neutrónicas del dosímetro combinado al espectro del campo, normalizadas a la respuesta a AmBe.

Fuente de neutrones/ Espectro del campo	PE(4% LiNO <sub>3</sub> ) – Grafito Blindaje de plomo	A-150(10% BN) - Grafito Blindaje de plomo
<sup>252</sup> Cf(D <sub>2</sub> O)	0,87	5,4
<sup>252</sup> Cf	0,92	1,2
AmBe	1,00	1,0
Hierro CERN	0,48	2,7
Concreto CERN	-*	1,4

\* este valor falta debido a la baja señal.

Tabla VI. Respuestas neutrónicas de detectores combinados de segunda generación (con blindajes de plomo) a fuentes de neutrones y espectros de campo, normalizadas a la respuesta a AmBe.

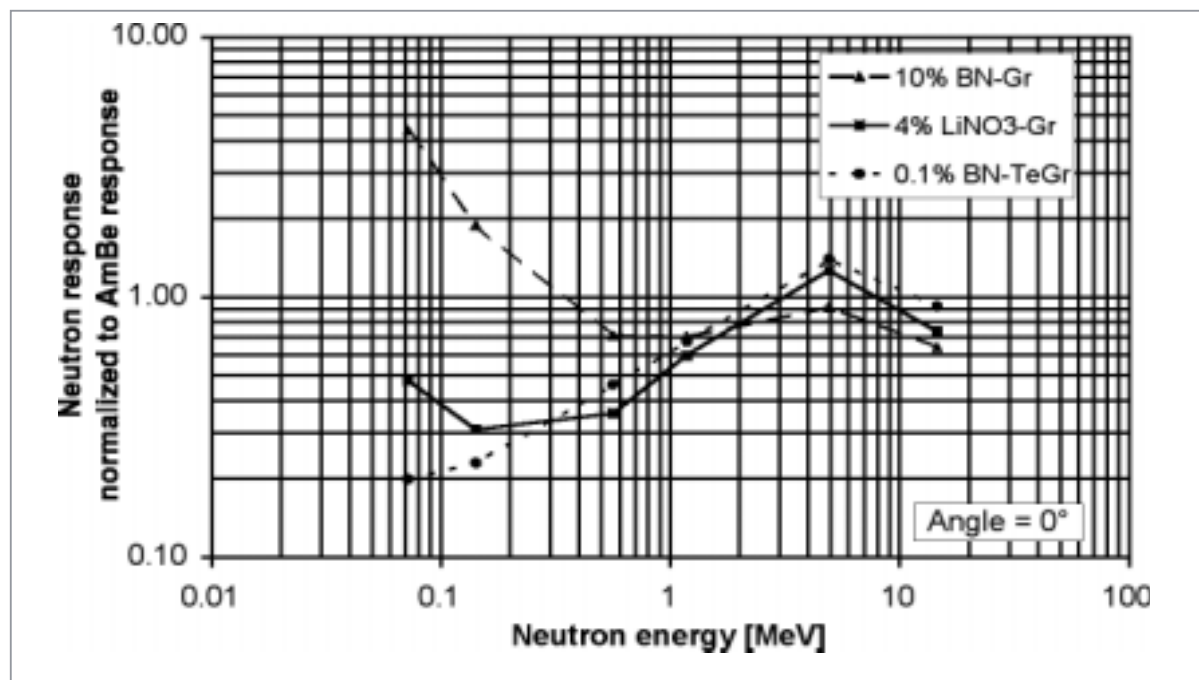


Fig. 17. Respuestas neutrónicas de detectores combinados a neutrones monoenergéticos, normalizadas a la respuesta a AmBe.

(normalizada a radiación fotónica de Cs-137) por encima de 100. La dependencia de energía en un detector de neutrones térmicos puros decrece cerca de 2 décadas desde térmicos hasta 1 MeV, o incluso más rápidamente para mayores energías.

Para evitar una gran dependencia de la energía, se aplicó una combinación para la detección de neutrones térmicos y rápidos en los prototipos DIS-N (por ejemplo con 4% LiNO<sub>3</sub> en las paredes de la cámara de ionización). Esta posibilidad es una clara ventaja del sistema DIS-N frente al sistema TLD. Con pares TLD-600/TLD-700 sólo pueden detectarse neutrones térmicos. Sin embargo, un sistema DIS-N con una respuesta a la energía tan relativamente plana presenta el inconveniente de tener una sensibilidad bastante baja, debido a la limitada sensibilidad a neutrones rápidos.

## CONCLUSIONES

Hasta hace poco, no existían dosímetros electrónicos para neutrones comerciales que pudieran aplicarse de forma rutinaria en monitorización individual. Los dispositivos existentes estaban limitados por unas características bastante pobres. Se espera que en el futuro cercano emerjan en el mercado sistemas avanzados basados en detectores de silicio. Actualmente están disponibles los dosímetros basados en el almacenamiento directo de iones, DIS-N, en varias versiones y sus características siguen en proceso de optimización. A pesar de que el mercado de dosímetros electrónicos personales para neutrones va a seguir siendo muy limitado, se están desarrollando nuevos productos y los dispositivos basados en detectores de silicio o en el almacenamiento directo de iones son muy prometedores.

utilizar estos materiales para construir las paredes de las cámaras de ionización o para recubrir su superficie interna. También puede variarse en un ran-

go amplio la concentración de los aditivos sensibles a los neutrones. Para neutrones térmicos se puede alcanzar fácilmente una sensibilidad relativa



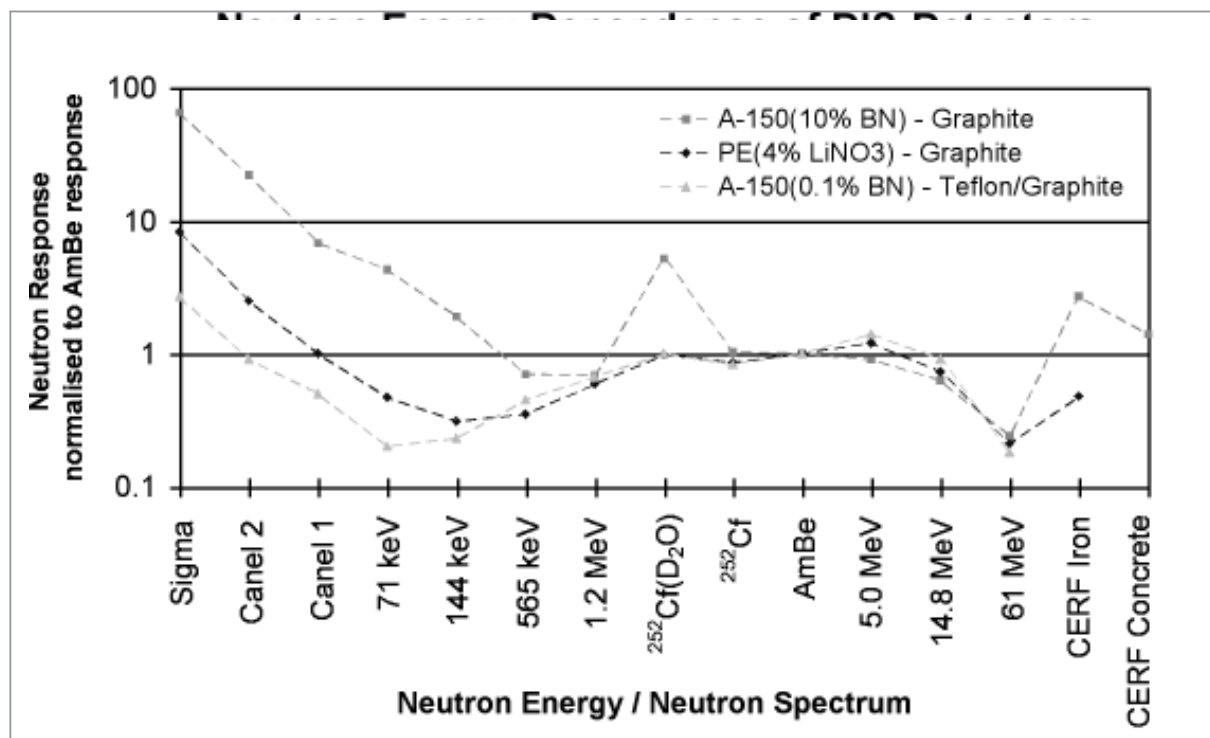


Fig. 18. Visión en conjunto de los datos sobre respuesta a energía.

Espectro / Energía del neutrón	4% LiNO <sub>3</sub> - Gr			0,1% BN - TeGr			10% BN - Gr		
	0°	30°	60°	0°	30°	60°	0°	30°	60°
570 keV	1,00	1,09	1,29	1,00	0,87	0,91	1,00	1,04	0,99
5.0 MeV	1,00	0,99	1,02	1,00	0,98	1,07	1,00	0,99	1,06
Canel con agua	1,00	0,89	1,03	1,00	1,29	1,87	1,00	0,99	0,74
Cf-252(D <sub>2</sub> O), Cd	1,00	-	1,15	1,00	-	1,27	1,00	-	1,01
Cf-252	1,00	-	1,18	1,00	-	1,13	1,00	-	1,02
AmBe	1,00	-	1,05	1,00	-	1,14	1,00	-	1,07
UCL 61 MeV	1,00	-	1,19	-	-	-	-	-	-

Tabla VII. Dependencia angular de la respuesta neutrónica de los dosímetros combinados, normalizada para la respuesta a 0°.

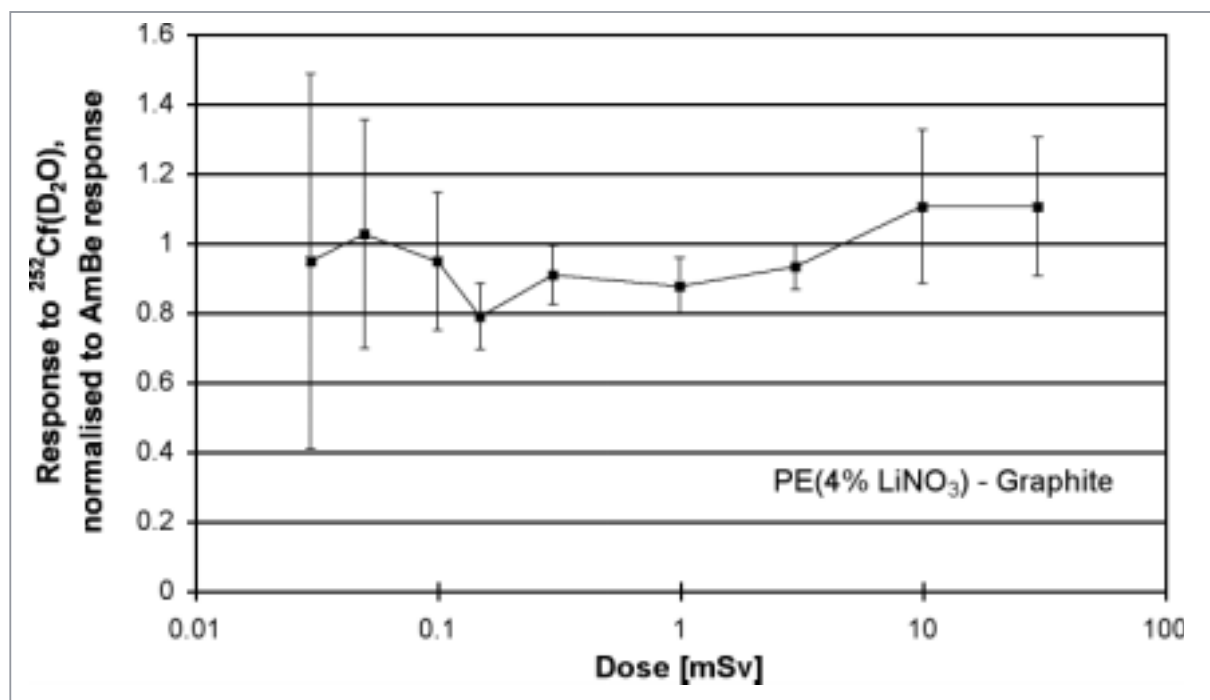


Fig. 19. Linealidad de la respuesta neutrónica del detector PE(4% LiNO<sub>3</sub>) - Grafito.

## REFERENCIAS

- Bartlett, D. T., Tanner R. J., Thomas D. J.. Active Neutron Personal Dosimeters - A Review of Current Status. Radiat. Prot. Dosim. 86(2): 107-122; 1999.
- Wernli C., Butterweck G.. Recent Developments on Electronic Dosimeters. V Regional Congress on Radiation Protection and Safety. Recife, Brazil, April 29 - May 04, 2001.
- Barthe J.. Electronic Dosimeters Based on Solid State Detectors. To be published in Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. B, 2001.
- Lahaye, T., Cutarella, D., Menard S., Bolognese-Milsztajn T. Research Studies for the First Operational Dosimeter for Neutrons Complying with IEC 1323. Radiat. Prot. Dosim. 96(1-3): 241-244; 2001.
- Luszk-Bhadra M.. A Prototype Neutron Dosimeter with one Silicon Diode. Radiat. Prot. Dosim. 96(1-3): 227-229; 2001.
- Rossi H.H. Ionization Chambers in Neutron Dosimetry. Neutron Dosimetry Vol. 2, pp. 55-66, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1963.
- Abson W., Henderson R.P. A Twin Ion-Chamber System for Continuous Monitoring of Dose and Dose-Rate from Mixed Neutron and Gamma Radiation. Neutron Dosimetry Vol. 2, pp. 331-340, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1963.
- Goodman L.J., Rossi H.H. The Measurement of Dose Equivalents using Paired Ionization Chambers. Health Phys. 14: 168-170; 1968.
- Tymons B.J., Cooper P.N., Hunt S.E. The Relative Neutron Sensitivities of Plastic Liners in Ionisation Chambers. Health Phys. 26: 263-266; 1974
- Seifert H., Dörschel B. Concepts for the Development of Neutron Dosimeters using Electret Ionization Chambers. Kernenergie 31(4): 165-170; 1988.
- Clark J., Kotrappa P., Stieff L. Electret Ion Chambers for Measuring Dose Equivalents in Mixed Fields of Thermal Neutrons, Fast Neutrons and Gamma Radiation. Supplement to Health Phys. 72(6):S4; 1997.
- Alberts W.G. et. al. Advanced Methods of Active Neutron Dosimetry for Individual Monitoring and Radiation Field Analysis (ANDO). PTB-Bericht PTB-N-39, Oktober 1999.

# Nuevos desarrollos en sistemas activos para dosimetría y microdosimetría de neutrones.

Antonio Delgado.  
CIEMAT

## RESUMEN

Se presentan algunos de los avances más recientes y significativos habidos en los últimos años en sistemas activos para la dosimetría de neutrones, tanto en su vertiente más práctica: nuevos instrumentos de medida con respuesta mejorada, como en aspectos básicos: nuevos métodos e instrumentación capaces de aportar nuevos datos sobre puntos fundamentales en dosimetría y que además permiten profundizar en el conocimiento de los procesos primarios de transferencia de energía en estructuras celulares o subcelulares.

Se describen en primer lugar nuevos desarrollos sobre monitores de neutrones basados en el principio de moderación del espectro, que han permitido extender hacia mayores energías su rango de medida. En la segunda parte del trabajo se comentan las aplicaciones prácticas de los contadores proporcionales equivalentes a tejido, detectores microdosimétricos, de características muy interesantes para medidas en campos mixtos neutrón-gamma. Así mismo se describe la aplicación de estos detectores u otros derivados de ellos a la determinación de las distribuciones de los eventos de impartición de energía en volúmenes blanco con dimensiones del nanómetro, similares a las estructuras del DNA, y su implicación en la determinación de parámetros básicos para la definición de las magnitudes dosimétricas en radioprotección.

## INTRODUCCIÓN

Es bien conocido que los métodos existentes hoy día para la dosimetría de neutrones presentan limitaciones que pueden ser importantes en sus características operativas. Esta situación insatisfactoria afecta a los métodos activos, los que proporcionan de modo

instantáneo o cuasi-instantáneo información dosimétrica, y quizás en mayor medida aun a los métodos pasivos, integradores de esa información durante el periodo de exposición. Como consecuencia de estas limitaciones la dosimetría de neutrones, tanto la dosimetría de área como la personal, ha

de hacerse con unos niveles de incertidumbre comparativamente mayores que la dosimetría de fotones o de electrones. Esta situación continua a pesar del muy considerable y continuo esfuerzo investigador llevado a cabo para tratar de encontrar métodos alternativos o de mejorar los ya existentes.

## SUMMARY

Some of the most recent advances held in active systems for neutron dosimetry are presented in this paper. Advances both in practical aspects: new instruments with improved response and also in more basic aspects as new methods and instruments able to bring new insight into fundamental points on radiation dosimetry. These methods will also permit to improve the knowledge of the basic energy transfer processes at cellular or sub-cellular levels.

The first part of the paper is devoted to comment on new developments on moderator based neutron monitors that have permitted to extend the measurement range towards higher energies. The second part deals with some practical applications of tissue equivalent proportional counters, a microdosimetric detector whose characteristics are very adequate for measurements in mixed neutron-gamma fields. Finally the application of this kind of instruments, and some others based on similar principles, to the measurement of the distribution of primary energy deposition events caused by high LET radiation in nanometer sized targets, comparable to DNA structures are commented. The implications of the information provided by these methods on fundamental aspects of radiation dosimetry in radioprotection are also reviewed.



Las dificultades específicas de la dosimetría de neutrones provienen de la complejidad y variedad de las interacciones de los neutrones con el tejido humano, interacciones que presentan secciones eficaces en función de la energía muy diferentes. El resultado es que para un mismo valor de fluencia según se trate de neutrones térmicos, (para los que el mecanismo de interacción primordial es por reacciones de captura en nitrógeno), o rápidos, (procesos de dispersión inelástica en núcleos de hidrógeno), la dosis absorbida puede llegar a ser un orden de magnitud diferente, diferencia que puede ser aun mayor para la dosis equivalente. Esta dependencia tan fuerte con la energía de los neutrones no ha podido ser replicada de modo plenamente satisfactorio por los métodos de medida hoy día existentes y es la principal causa de incertidumbre en su respuesta; en mayor proporción aun que la causada por la sensibilidad también limitada de esos métodos. Una descripción detallada de los procesos de interacción neutrón-tejido y de sus implicaciones para dosimetría puede encontrarse en las referencias 1, 2 y en un informe ICRU reciente sobre dosimetría de neutrones [3].

No obstante las dificultades mencionadas o precisamente a causa de ellas por aquello de que la necesidad hace virtud, algunos avances significativos se han producido en los últimos años, fruto de la experiencia y la inteligencia de algunos grupos de investigadores. El presente artículo pretende recoger algunas de esas novedades, ciñéndonos por razones de la extensión necesariamente limitada del artículo, a dos sectores concretos. Nuevos desarrollos sobre instrumentos basados en la técnica de moderación, los bien conocidos

“rem-meters”, que son quizás el método de medida mejor conocido y más ampliamente utilizado para la dosimetría de neutrones. También se presentarán nuevos desarrollos y actividades en el sector de los detectores microdosimétricos, básicamente los Contadores Proporcionales Equivalentes a Tejido, conocidos por su acrónimo inglés, TEPC, y la extensión que las técnicas microdosimétricas están teniendo hacia la caracterización de los procesos inducidos por radiación de alta transferencia lineal de energía (LET), como neutrones o sus productos de interacción, partículas alfa o protones, en volúmenes de tejido del orden del nanometro.

A destacar en ambos sectores el papel primordial desempeñado por técnicas de simulación numérica empleando códigos de Monte Carlo, proporcionando una aproximación inicial sumamente ventajosa y fiable para la planificación de los experimentos o para el desarrollo de prototipos de nuevos instrumentos de medida.

### **NUEVOS DISPOSITIVOS BASADOS EN TÉCNICAS DE MODERACIÓN**

El hecho de que se dispusiera de buenos detectores para neutrones térmicos, que no para rápidos, determinó que ya en los primeros dispositivos para la medida de dosis en campos neutrónicos de espectro amplio que son casi todos los de interés práctico, se recurriera al empleo de estos detectores térmicos asociados a un sistema moderador que permitiera indirectamente detectar también a las componentes rápida e intermedia. Los primeros desarrollos de este tipo datan de los años 60 y han sido y continúan siendo los dispositivos más profusamente emplea-

dos para la dosimetría de área y en ocasiones también para, con mayor o menor fortuna, inferir dosis individuales a la vista de las características operativas realmente pobres de los sistemas de dosimetría personal para neutrones.

Hay que hacer notar que la adopción de este tipo de solución supone un cierto abandono de lo que podríamos llamar ortodoxia dosimétrica. Los contadores empleados en este tipo de diseño son medidores de fluencia y no de dosis absorbida, magnitud proclamada fundamental también para la dosimetría en actividades de protección radiológica. Mientras que en dosimetría de fotones puede partirse para el desarrollo de dosímetros de materiales sensibles directamente a la dosis absorbida, lo que simplifica considerablemente ese desarrollo, ésto no es casi nunca posible en el caso de neutrones. Con la excepción de los detectores de tipo microdosimétrico, TEPCs, sobre los que se tratará más adelante, no hay medidores de la dosis absorbida neutrónica que presenten ni la sensibilidad, ni el rango, ni el tipo de respuesta con la energía requeridos. La realidad es que los sistemas de tipo moderador no tratan de medir ninguna magnitud física, dosis absorbida ni siquiera fluencia. Más bien tratan de conseguir, empleando un detector térmico y un sistema moderador, una respuesta en función de la energía parecida a la que presenta el factor de conversión fluencia/dosis equivalente. De este modo, sin recurrir al análisis espectral del campo medido, la lectura del instrumento sería idealmente proporcional a la dosis equivalente total.

La consecución de esa respuesta con la energía depende en buena medida del diseño del sistema moderador y

por ello a ese diseño, su geometría y materiales que lo componen, se han dedicado abundantes estudios que en algunos casos han llegado a alcanzar status comercial. En general, se utilizan geometrías esféricas o cilíndricas y el material moderador de elección es básicamente el polietileno, al que se añaden capas finas de atenuador de material plástico dopado con Boro para mejorar la respuesta direccional. En general, este tipo de sistemas presenta una respuesta con la energía apreciablemente diferente de la ideal, típicamente subestimando, en términos de  $H^*(10)$ , la contribución de la región térmica ( $>1\text{eV}$ ) y sobreestimando la contribución de la región entre 1 y 100 keV, presentando además una disminución abrupta de la sensibilidad para energías superiores a 5-10 MeV. Es esta la respuesta práctica de los dispositivos del tipo Andersson-Braun con geometría cilíndrica o Leakey con moderador esférico, desarrollados en la década de los 60. La figura 1, tomada de la referencia 4, presenta la dependencia con la energía de la respuesta por unidad de fluencia de un conocido monitor de neutrones con moderador esférico de diseño más reciente (monitor SNOOPY) que emplea un detector térmico de  $\text{BF}_3$ . En la figura pueden observarse las características ya descritas para la evolución de la respuesta con la energía. Para facilitar la comparación en la gráfica se incluye también la dependencia de  $H^*(10)$  que sería la que idealmente debería seguirse. En particular puede observarse la rápida e importante disminución en la respuesta para energías superiores a 5 MeV.

La deficiencia que ha llegado a ser más limitante es la que se refiere a la insensibilidad de estos dispositivos para altas energías. Ello se ha producido a causa de la progresiva importancia

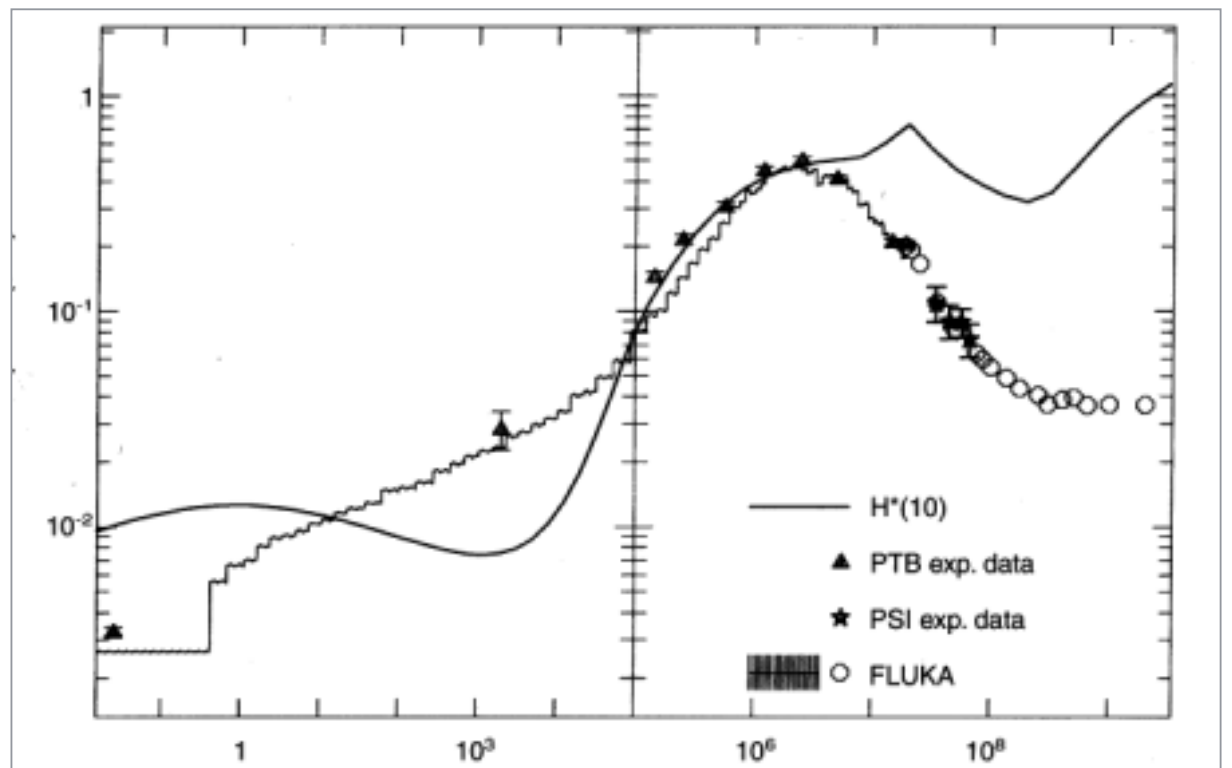


Fig. 1. Respuesta con la energía del monitor SNOOPY. La variación de  $H^*(10)$  con la fluencia se presenta para facilitar el análisis de la respuesta del monitor. Reproducida de la referencia (4) con permiso de Nuclear Technology Publishing.

práctica alcanzada por neutrones con energías mayores a 10 MeV, a causa de las también progresivamente mayores necesidades de medida en el entorno de diversos tipos de aceleradores de hadrones empleados en actividades de investigación, en medicina para el tratamiento del cáncer o en diversas aplicaciones industriales, sin olvidar al tratamiento de residuos radiactivos ni a la dosimetría de las tripulaciones aéreas expuestas a radiación cósmica con una importante contribución de neutrones de alta energía. En esas situaciones el empleo de monitores con respuestas como la de la figura 1 tendría como consecuencia una subestimación inaceptable de la dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$ . En la referencia 5, las actas del último simposio sobre espectrometría de neutrones, puede encontrarse información abundante sobre los espectros neutrónicos característicos de aplicaciones como las mencionadas anteriormente.

En la segunda mitad de los 90 se iniciaron diversos proyectos para tratar

de mejorar la respuesta de los monitores basados en técnicas de moderación en la región de alta energía. Fruto de esos proyectos fue el desarrollo de los dispositivos denominados monitores de respuesta extendida. Quizás los prototipos que han alcanzado más notoriedad sean los denominados LINUS (Long Interval Neutron Survey-meter) desarrollado por varios institutos de investigación italianos junto al CERN y el WENDI (Wide Energy Neutron Detection Instrument) desarrollado primordialmente en el laboratorio USA de Los Alamos. Ambos equipos están disponibles comercialmente hoy día. Mientras que el LINUS es básicamente el resultado de la modificación de un diseño preexistente, el monitor SNOOPY ya mencionado anteriormente, el WENDI, en sus varias versiones, responde a un diseño nuevo desde su origen.

Aunque los diseños finales son considerablemente diferentes, el principio o fundamento empleado para la mejora de la sensibilidad en la zona de energías superior a 10 MeV es parecido. En



ambos casos se incluye en el diseño del moderador-atenuador que rodea al detector térmico una capa de material de alto número atómico y con geometría adecuada, capaz de inducir procesos de colisión inelástica con los neutrones incidentes de alta energía. Son reacciones del tipo  $(n, xn)$ , produciendo  $x$  neutrones de menor energía, susceptibles de ser a su vez moderados y finalmente detectados por el contador de neutrones térmicos, aumentando de este modo la capacidad de detectar la componente más energética del campo de neutrones. El precio a pagar por la mejora es una mayor complejidad de diseño y de fabricación, lógicamente mayor precio y también mayor peso respecto de los diseños convencionales que ya estaban en el límite de lo que pudiera considerarse realmente portátil.

Una descripción del diseño del LINUS se encuentra en la referencia 4. La figura 2, tomada de esta referencia, presenta la respuesta por unidad de

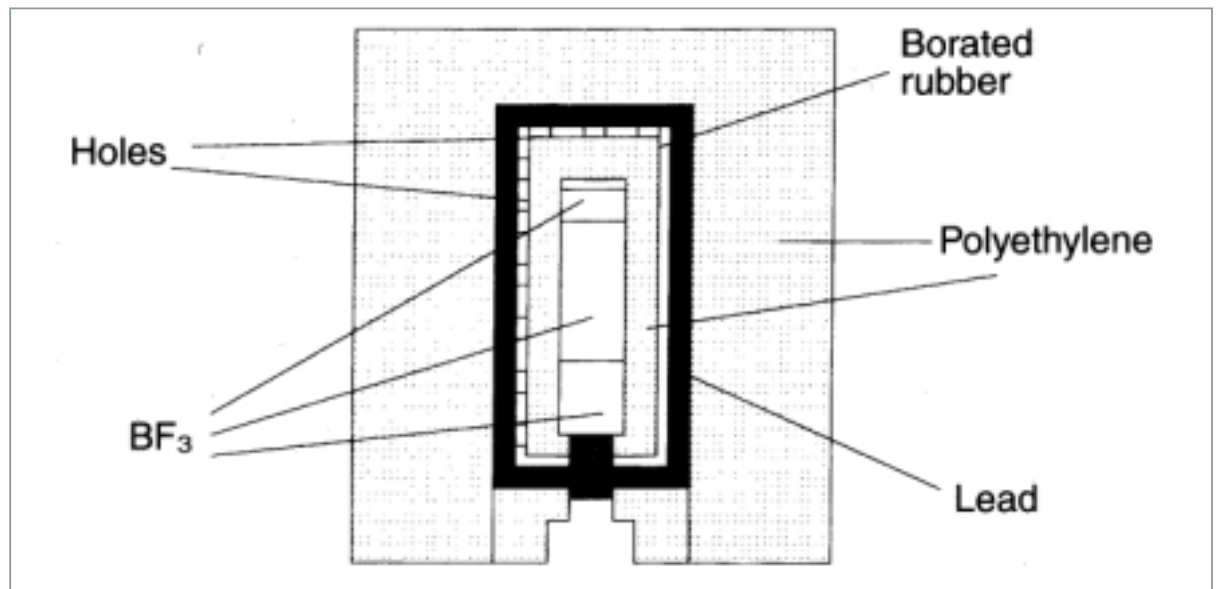


Fig. 3. Representación esquemática del monitor LINUS de geometría cilíndrica. Reproducida de la referencia (4) con permiso de Nuclear Technology Publishing.

fluencia del LINUS representada, como en la figura 1, junto a la variación del coeficiente de conversión fluencia/ $H^*(10)$  que es la que idealmente habría de seguirse. Comparando con la figura 1 puede observarse la mejora sustancial de la respuesta para energías superiores a 5 MeV alcanzada por el diseño LINUS respecto del monitor SNOOPY. La modificación

fundamental consiste en la incorporación de una capa de Plomo de 1 centímetro de espesor cerca de la región central ocupada por el detector, tal y como puede apreciarse en la figura 3, que representa la sección longitudinal de un LINUS cilíndrico. Además del moderador de polietileno dispuesto en dos secciones, cercana al detector y en el exterior de la capa de Plomo, el detector va provisto de un atenuador construido con un plástico borado provisto de agujeros al objeto de permitir el acceso de una cierta proporción de los neutrones térmicos al detector, y obtener una respuesta conveniente a bajas energías, además de mejorar la respuesta direccional.

El estudio de la estructura y composición del moderador se hizo mediante códigos de Monte Carlo, probando diferentes soluciones posibles. El diseño final es, según declaran los autores, resultado de un compromiso práctico entre respuesta con la energía, sensibilidad y portabilidad. Otras soluciones habrían sido factibles, obteniendo quizás mejores características dosimétricas, desarrollando sistemas de moderación/atenuación más complejos. El precio sería una mayor dificultad de

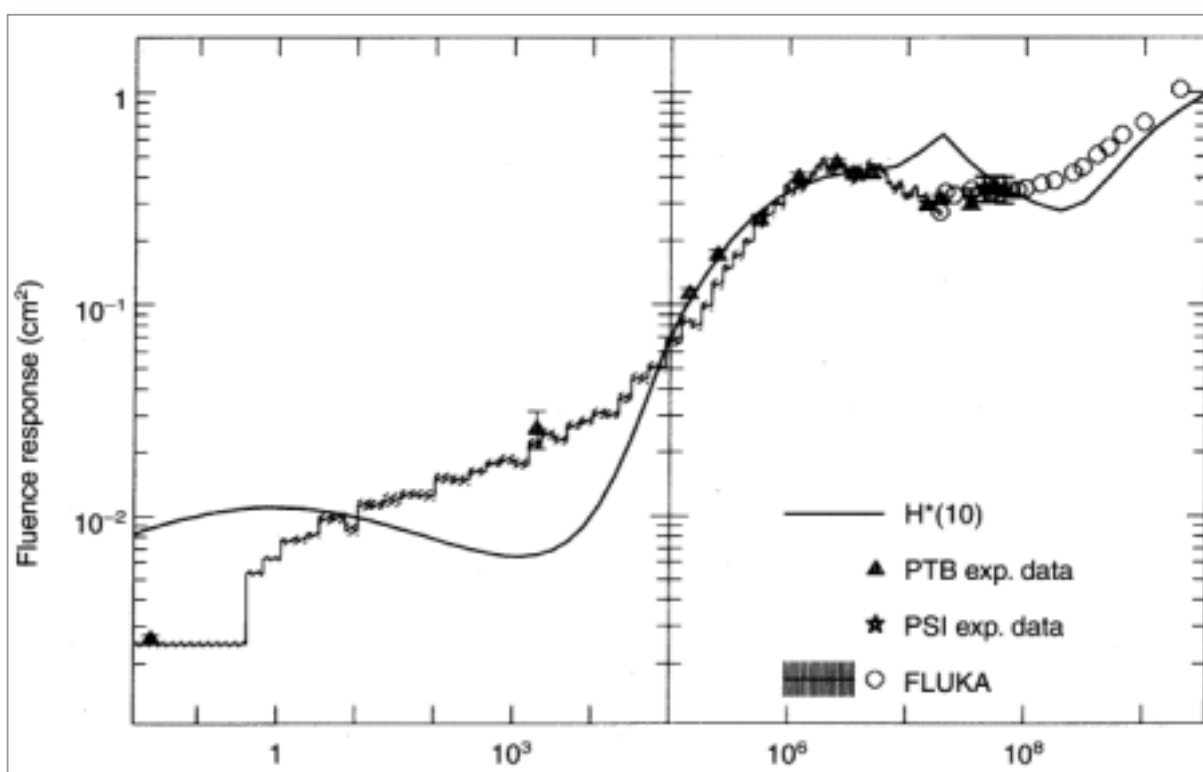


Fig. 2. Respuesta con la energía del monitos LINUS. La variación de  $H^*(10)$  con la fluencia se presenta para facilitar el análisis de la respuesta del monitor. Reproducida de la referencia (4), con permiso de Nuclear Technology Publishing.

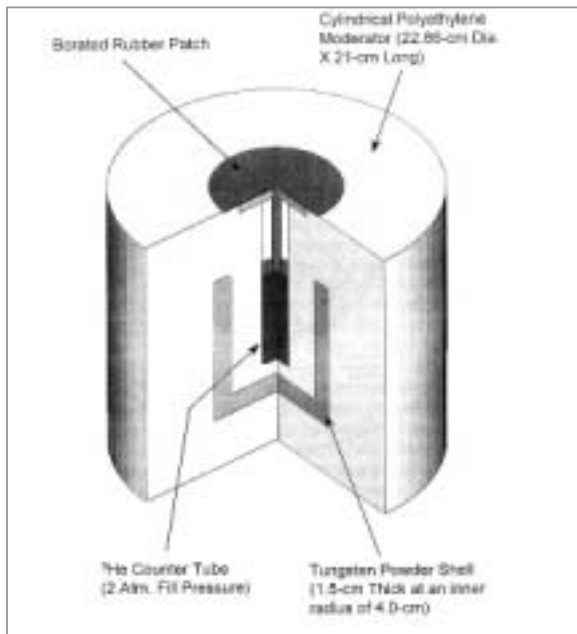


Fig. 4. Representación esquemática del monitor WENDI-II. Reproducida de la referencia (6) con permiso de Health Physics.

construcción y también mayor peso, llegando hasta los 60 kg, lo que evidentemente anula la necesaria portabilidad para un instrumento de este tipo. La versión del LINUS comercial pesa alrededor de 8 kg.

En el diseño del dispositivo WENDI, como se ha comentado, se han seguido idénticas pautas introduciendo un

material conversor de neutrones para aumentar la respuesta por encima de los 10 MeV. En este caso, el material elegido entre los mucho probados fue el Tungsteno, en forma de polvo de carburo de tungsteno. La razón aducida es que junto a su eficiencia para producir colisiones inelásticas y a su bajo precio, el tungsteno presenta en la región del keV una cierta estructura de absorción resonante. Se estimaba que esta característica podía ayudar a resolver la sistemática sobre-respuesta que presentan los instrumentos basados en moderadores para esa zona intermedia de energías. Esta sobre-respuesta puede observarse tanto en la figura 1 (SNOOPY) como en la 2 (LINUS). Al igual que en el caso del LINUS en el diseño de los varios prototipos basados en el concepto WENDI se emplearon profusamente códigos de transporte de radiación, empleados también en la modelización de su respuesta con la energía y la direccional.

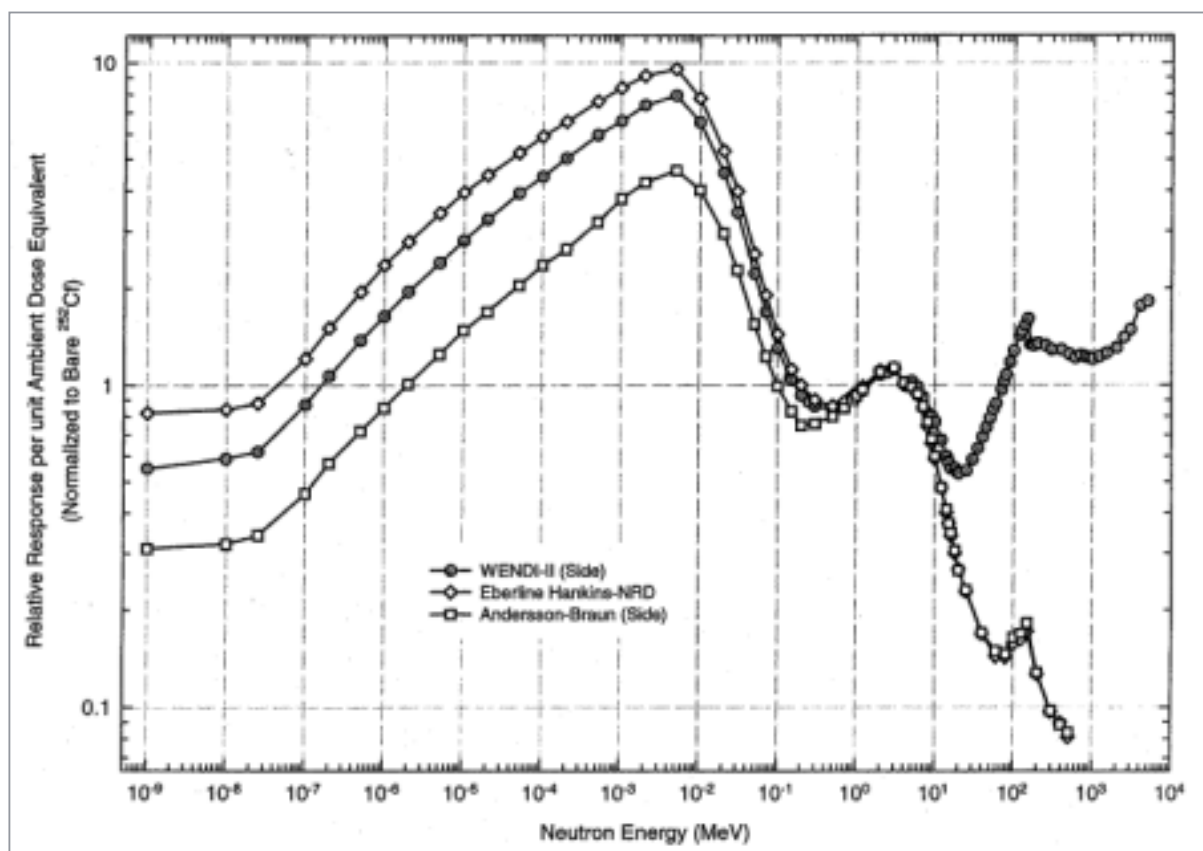


Fig. 5. Respuesta relativa de varios monitores por unidad de  $H^*(10)$ . Reproducida de la referencia (6) con permiso de Health Physics.

La descripción detallada de los dispositivos WENDI puede encontrarse en la referencia 6, publicación del año 2000.

La figura 4, reproducida de la referencia 6, presenta una sección del modelo WENDI-II, de geometría cilíndrica, en la que puede apreciarse el moderador cilíndrico de polietileno y la capa de tungsteno ya mencionada. El detector es un contador de  $^3\text{He}$ . La figura 5 presenta la respuesta relativa por unidad de  $H^*(10)$  de ese instrumento en función de la energía, junto a la de otros dos instrumentos comerciales, el clásico Aldersson-Braun y el Eberline NPD también de diseño convencional, esto es sin convertidor para neutrones muy energéticos. Puede apreciarse por un lado la apreciable mejora en la región superior a 10 MeV, mejora cualitativamente similar a la ya comentada para el caso del LINUS. En la región intermedia, keV, por otra parte, sigue presente una apreciable sobre-respuesta respecto de la respuesta ideal. En el tipo de gráfica empleada, al expresar la respuesta por unidad de dosis equivalente ambiental, obviamente la respuesta ideal vendría representada por el valor 1 en todo el rango de energía. En la región de los keV, la respuesta del WENDI-II es incluso peor que la del NPD aunque apreciablemente mejor que la del Aldersson-Braun. Comparando los datos para el LINUS y para el WENDI-II suministrados en las referencias 4 y 6, puede estimarse una menor sobre-respuesta en la región intermedia de energía para el WENDI-II, que pudiera deberse a las ya aludidas resonancias que presenta el tungsteno en esa región.

Ambos tipos de instrumentos con respuesta extendida a altas energías están siendo empleados de forma intensiva entre otras aplicaciones para la medida

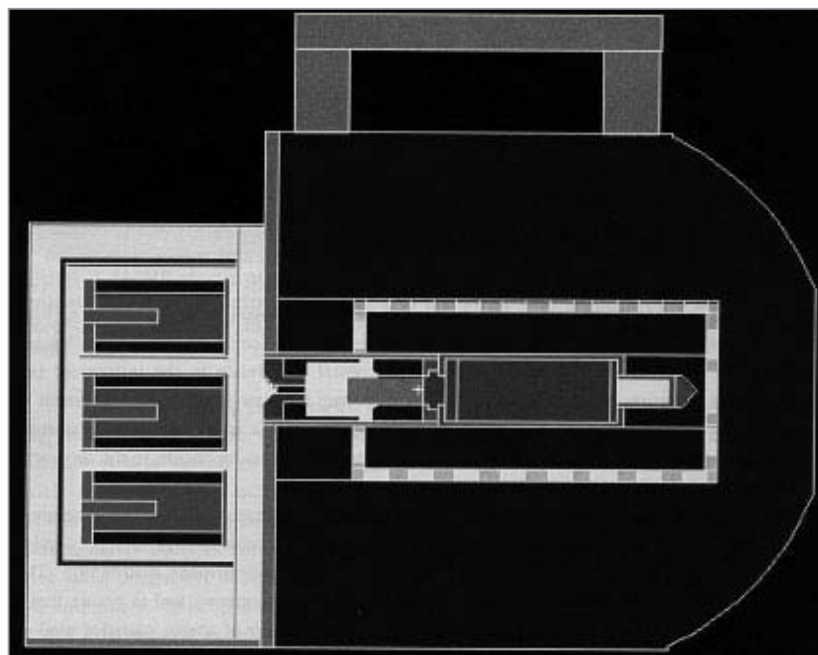


Fig. 6. Modelización en MCNP del monitor Studsvik 2222 A. Reproducida de la referencia (8) con permiso del NRPB.

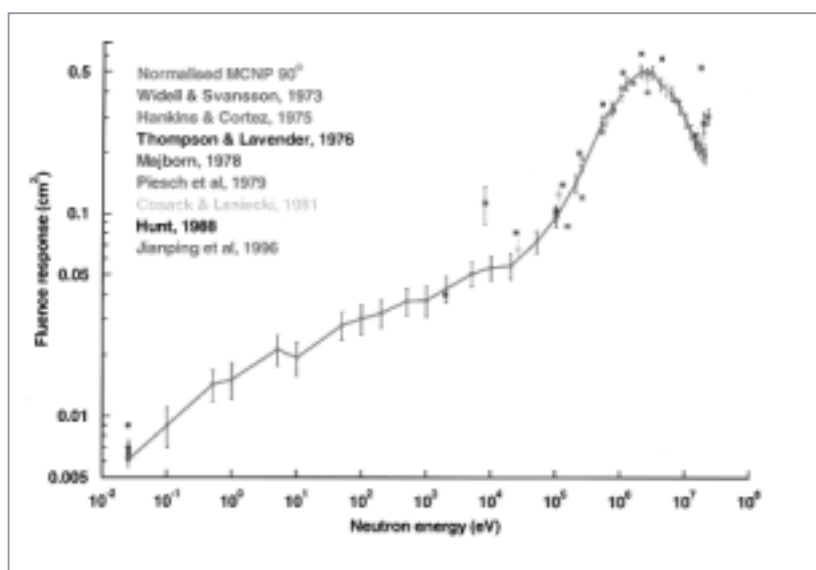


Fig. 7. Respuesta calculada para el monitor Studsvik comparada con datos experimentales de diversas procedencias. Reproducida de la referencia (8) con permiso del NRPB.

de las dosis neutrónicas debidas a la radiación cósmica en vuelos comerciales. El CIEMAT dispone de ambos equipos y los está empleando con resultados muy satisfactorios para la caracterización dosimétrica de las rutas de la compañía IBERIA [7].

La capacidad de comprobar la respuesta de las diferentes estructuras consideradas para los moderadores mediante modelización por códigos de Monte Carlo, ha sido esencial para el desarrollo de los dos instrumentos descritos. El conocimiento preciso de los procesos generados por neutrones de

diferente energía en los materiales estructurales y de sus respectivas secciones eficaces y demás datos nucleares relevantes hace posible realizar este tipo de modelización con gran exactitud y fiabilidad. Un informe reciente publicado por el NRPB (Reino Unido) es muy ilustrativo a este respecto [8]. En él se realiza un estudio comparativo de datos experimentales y calculados por simulación Monte Carlo de la respuesta con la energía y la direccional para un grupo de monitores de neutrones basados en moderadores. El acuerdo es generalmente excelente.

La figura 6, reproducida de ese informe presenta la simulación con el código MNCP del propio monitor de neutrones Studsvick 2222A, es un instrumento de geometría cilíndrica del tipo

Andersson-Braun y al que coloquialmente en nuestro país (y en otros) se le identifica mejor como "cerdito" por su aspecto y dimensiones realmente similares al animalito. La figura 7 presenta la respuesta con la energía simulada junto a datos experimentales de diversa procedencia. El acuerdo como puede observarse es bastante satisfactorio. No exclusivamente en dosimetría de neutrones, los métodos de dosimetría numérica, basados en diferentes tipos de procedimientos de cálculo, Monte Carlo de modo destacadísimo, están ayudando progresivamente y de modo

muy eficaz a la caracterización dosimétrica de situaciones muy diversas.

## MICRO Y NANODOSIMETRÍA

### Microdosimetría

Las técnicas microdosimétricas, notablemente los Contadores Proporcionales Equivalentes a Tejido, (TEPC) permiten caracterizar un campo complejo de radiación proporcionando la distribución de la dosis absorbida o la dosis equivalente en términos de la energía lineal, y, análogo microscópico de la transferencia lineal de energía, L, respecto de la que usualmente se define el factor de calidad Q que permite la conversión de la dosis absorbida, D, en equivalente, H. Por lo tanto una característica relevante de estos instrumentos es la posibilidad de separar las componentes de alta y baja LET en un campo mixto. Una descripción detallada de este tipo de instrumentos puede encontrarse en las referencias 1 y 2, así como en la 9, un número especial de Radiation Protection Dosimetry publicado en 1995 dedicado específicamente a los TEPCs.

La información suministrada por un TEPC está muy cerca de la requerida por la magnitud básica para protección, la Dosis Equivalente:  $H=D \cdot Q$ . Ello propició que se pusieran en marcha algunos proyectos para tratar de desarrollar microdosímetros aplicables a las condiciones prácticas de trabajo en dosimetría para la protección radiológica, en dosimetría de área y en menor medida también para la individual. Con mayor o menor fortuna en la segunda mitad de los noventa fueron apareciendo algunos prototipos comerciales y unos pocos se han consolidado como instrumentos aptos para algunas aplicaciones. A destacar el intensivo y

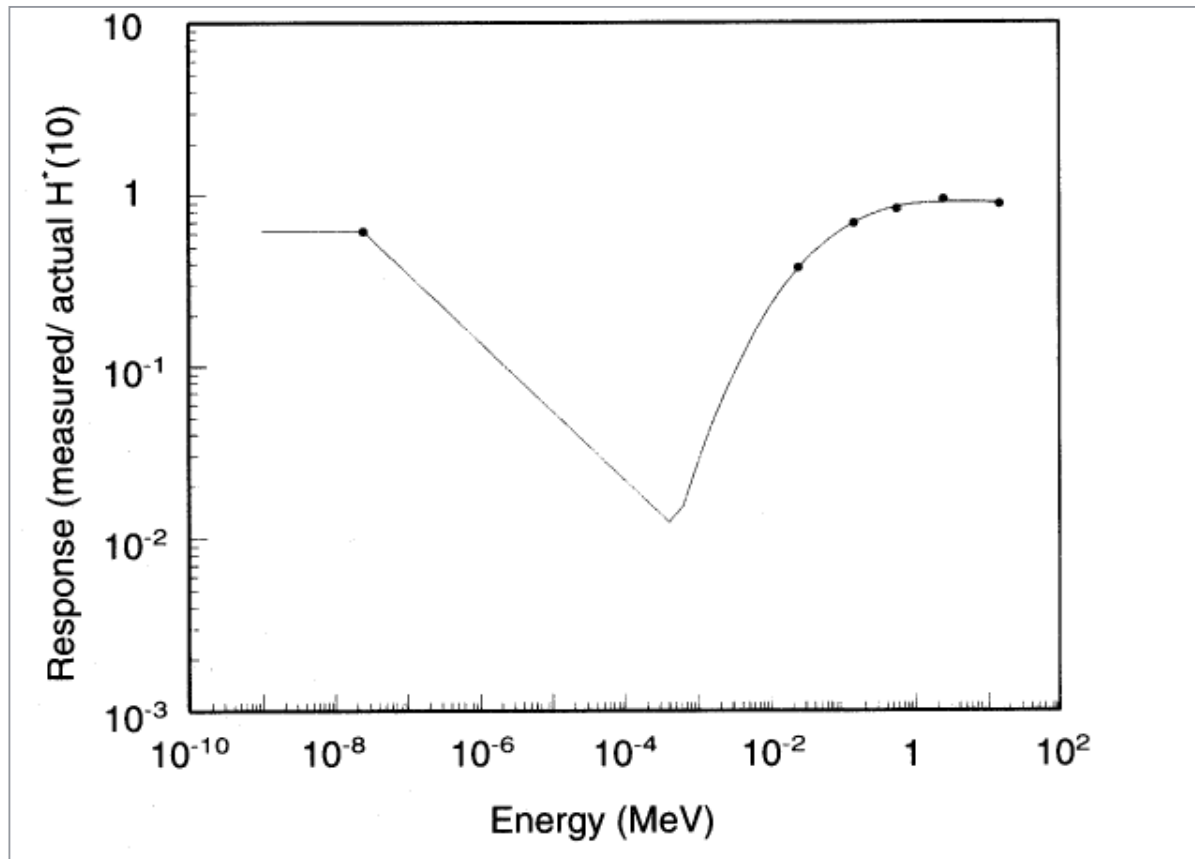


Fig. 8. Respuesta con la energía en términos de  $H^*(10)$  de un TEPC. Reproducida de la referencia (10) con permiso de Nuclear Technology Publishing.

exitoso empleo de instrumentos basados en TEPCs para la determinación de las dosis en vuelos comerciales, donde están jugando el papel de instrumento de referencia. El CIEMAT en el proyecto IBERIA está empleando con resultados muy satisfactorios un TEPC modelo FWAD-1, dotado con un contador esférico que simula un espesor de tejido de 5 micras. Los resultados obtenidos, en particular la comparación de los resultados obtenidos con el TEPC y con los demás instrumentos empleados para la medida separada de las componentes de baja LET (fotones mayoritariamente) y la de alta LET (neutrones mayoritariamente), pueden consultarse en las referencias 6 y 7.

No obstante, el empleo de TEPCs en situaciones prácticas de medida ha evidenciado algunos problemas de mayor o menor entidad según el tipo de aplicación contemplado. En primer lugar hay que comentar la situación paradójica de que un TEPC está más cerca de medir directamente la magni-

tud limitadora Dosis Equivalente (usualmente consideradas como no medibles) que las operacionales correspondientes (usualmente consideradas como medibles), Equivalente de Dosis Ambiental,  $H^*(10)$  o Equivalente de Dosis Personal,  $H_p(10)$ .

Como es conocido,  $H^*(10)$  se define a la profundidad de 10 cm en el interior de una esfera de material ICRU de 30 cm de diámetro y un TEPC suele tener un espesor de pared del orden de 1 o 2 cm y no está asociado a un volumen comparable al de la esfera ICRU. Además, aunque se trata de buscar materiales constructivos equivalentes al ICRU, siempre hay limitaciones o inconvenientes particularmente para el caso de neutrones. Por ejemplo uno de los materiales de elección, el conocido A-150, que si para fotones tiene una muy buena equivalencia, no lo es en igual medida para neutrones. Las diferencias en las proporciones de carbono y oxígeno son apreciables y dada la complejidad y la especificidad de

las interacciones de los neutrones según su energía esas diferencias tienen consecuencias negativas en la respuesta con la energía para la medida de  $H^*(10)$  para instrumentos construidos con A-150. El tejido ICRU está constituido por un 76,2 % de oxígeno y un 11,2 % de carbono, mientras que el A-150 tiene un 5,2 % de oxígeno y un 77,6 % de carbono, es decir las proporciones respectivas están prácticamente intercambiadas.

La respuesta con la energía para la medida de  $H^*(10)$  presenta pues deficiencias que según el espectro real del campo de neutrones a medir pueden llegar a ser apreciables. Las deficiencias debidas a discrepancias con la definición de  $H^*(10)$  también afectan a otros instrumentos y pueden en mayor o menor medida ser paliadas por una calibración adecuada en campos de referencia realistas, esto es cercanos al espectro del campo a medir, pero hay problemas de naturaleza más intrínseca a la operación de los TEPCs. Una de las más importantes limitaciones de los TEPCs es la acusada sub-respuesta para neutrones en el rango intermedio de energías, entre 1 keV y 300-500 keV, tal y como puede verse en la figura 8 tomada de la referencia 10. La razón principal de esta característica es la baja energía y el corto rango subsiguiente de los protones de retroceso producidos en el gas del contador, corto comparado con el diámetro de la cavidad por lo que el detector deja en estas condiciones de trabajar como un microdosímetro, lo que invalida la estimación de la transferencia lineal de energía,  $L$ , a través de la energía lineal,  $y$ . Para energía más bajas (<1 keV) y más altas (>1 MeV), la respuesta es correcta como puede apreciarse en la figura.





Las características descritas para la respuesta con la energía para la medida de  $H^*(10)$  explican el éxito y el papel relevante que los sistemas basados en microdosímetros TEPCs tienen en la caracterización de campos de radiación en los que el espectro neutrónico esté constituido mayoritariamente por neutrones de alta energía, como es el caso de las dosis de radiación cósmica en vuelos comerciales: En este sector como ya se ha dicho los TEPCs están desempeñando el papel de instrumento de referencia, midiendo simultáneamente tanto la componente fotónica como la neutrónica. Sin embargo, en aplicaciones donde el espectro del campo neutrónico haya sufrido procesos de moderación, como por ejemplo en el exterior de blindajes, la respuesta de los TEPCs no es satisfactoria. Se han publicado algunos ejercicios de intercomparación [11] de diferentes sistemas de medida en diversos emplazamientos en centrales nucleares, que según el espectro neutrónico, revelan subestimaciones de  $H^*(10)$  que pueden llegar a ser incluso superiores al 50%.

Nos hemos concentrado en el análisis de la respuesta con la energía, obviamente existen otras características relevantes para dosimetría en niveles de protección, la sensibilidad notoriamente. Realmente la sensibilidad de los TEPCs no es tampoco muy satisfactoria. Se han reportado además algunos problemas relacionados con el tiempo muerto que limitan la medida a tasas de dosis altas.

### **Nanodosimetría**

Los luces y las sombras que se aprecian en la aplicación directamente dosimétrica de los TEPCs no menoscaban el destacadísimo papel que están ju-

gando estas técnicas en la caracterización dosimétrica de efectos radiobiológicos a nivel celular. La información suministrada por los TEPCs sobre la distribución de los eventos de transferencia de energía en dimensiones del micrómetro producidos por los diferentes tipos de radiación, han sido básicos para determinar experimentalmente parámetros fundamentales para la dosimetría en niveles de radioprotección. Un ejemplo son los estudios sobre dependencia entre el factor de calidad y la transferencia lineal de energía o para la determinación de factores de kerma en materiales de interés biológico. Su empleo en la estimación de la relación dosis-efecto en distintos sistemas celulares merece también ser destacado. No hay que poner mucho esfuerzo en convencer de que las características de la distribución espacial y temporal de la interacción primaria radiación ionizante-tejido son decisivas y condicionan la cadena de eventos a nivel celular primero y a nivel organismo después que determinan la aparición de un efecto radioinducido final. Por ello el papel jugado por las técnicas microdosimétricas ha sido decisivo también en los estudios de la relación dosis-efecto para distintos niveles de radiación y para distintos sistemas biológicos. Una revisión muy reciente sobre el papel y la importancia de la microdosimetría puede encontrarse en el trabajo del Profesor Albrecht Kellerer publicado en las Actas del 13th Simposio sobre Microdosimetría [12].

La información microdosimétrica en el rango de las dimensiones celulares, el micrómetro, tiene sin duda gran interés pero una vez que se identificaron las cadenas de DNA como el blanco relevante para la inducción de efectos mutagénicos radioinducidos, el interés

para determinar la distribución de la ionización primaria fue progresivamente trasladándose hacia dimensiones y estructuras subcelulares. Hoy día se considera que un volumen blanco relevante a efectos radiobiológicos podría consistir en un cilindro de 2,3 nm de diámetro y 16 nm de longitud, que aproximadamente corresponde al volumen ocupado por un segmento de DNA formado por unos 50 pares de base. El daño espacialmente correlacionado inducido por interacciones también correlacionadas en ese volumen-tipo se asume puede ser la causa de alteraciones que escapen a los mecanismos celulares de reparación y den lugar a la aparición retardada de efectos carcinogénicos.

Mientras que se ha publicado un buen número trabajos sobre la modelización de las interacciones simulando diferentes blancos biológicos en dimensiones del nanometro [13], las dificultades para determinar experimentalmente la distribución de los eventos de deposición de energía en ese rango dimensional son formidables. El hecho es que los intentos de aplicar a la construcción de nanodosímetros los mismos presupuestos que permitieron desarrollar con éxito microdosímetros han encontrado dificultades que algunos investigadores consideran insalvables.

Los TEPCs están basados en la posibilidad de simular espesores del orden del micrómetro en un gas equivalente a tejido disminuyendo adecuadamente la densidad (presión) del gas encerrado en el detector. Así, para un diámetro de la cavidad del detector de 12,7 mm que deba simular un espesor de tejido con 2  $\mu\text{m}$  de diámetro, se requiere una presión del orden de 7,6 kPa. Para simular 1 nm habría que emplear

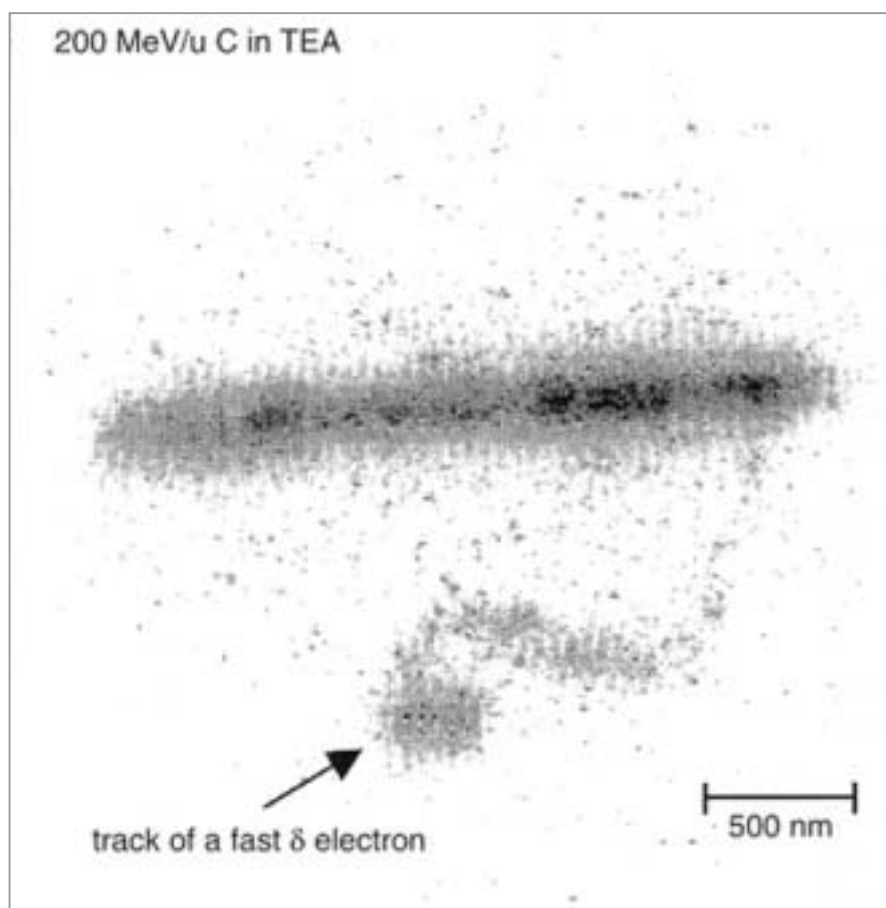


Fig. 9. Trayectoria de un ión de C detectada a través de la ionización producida en gas TEA. Se puede apreciar la trayectoria de un electrón secundario fuera del haz principal. Reproducida de la referencia (15) con permiso de Nuclear Technology Publishing.

detectores de menor tamaño, 1 mm por ejemplo y operando a presiones considerablemente más reducidas, del orden de 100 Pa. Hay problemas para conseguir que un detector de estas características funcione. En primer lugar el número de interacciones en un volumen tan minúsculo es muy pequeño y los tiempos de colección para obtener un espectro de eventos fiable serían correlativamente muy grandes, mayúsculos. Hay otros problemas que no se arreglarían solamente con mucha paciencia. En esas dimensiones y con los campos de colección habituales los contadores dejan de comportarse como proporcionales o lo hacen con pésimas condiciones para la medida de la distribución de amplitud de los impulsos colectados. Esto es debido a que la zona de amplificación proporcional ocupa una parte signifi-

cativa del volumen del detector y en estas condiciones la amplitud del impulso final depende no sólo de la energía cedida al medio, sino también de la posición en el interior del detector en la que la interacción primaria se origina. El resultado es un empobrecimiento significativo de la resolución para la medida de la energía cedida. A pesar de todas estas dificultades, algunos grupos continúan desarrollando TEPCs adaptados a las condiciones de medida en el rango del nanometro. Un trabajo reciente puede encontrarse en la referencia 14. En el diseño presentado se trata de limitar o de confinar la región de amplificación para mejorar la resolución. Los resultados parecen demostrar la buena capacidad de estimar las distribuciones en energía lineal para neutrones simulando diferentes tamaños entre 170 y 35 nm. A pesar de estos excelentes resultados, existe una opinión bastante extendida de que por debajo de 300-500 nm los TEPCs no serían muy útiles. En vista de esto algunos grupos han optado por tratar de desarrollar dispositivos sobre conceptos diferentes, aunque todos midiendo ionización en gases enrarecidos, colectando iones o detectando por técnicas ópticas la interacción de éstos con sistemas centelleadores. El

caso es que ya se dispone de información sobre la estructura de las trayectorias de diferentes tipos de radiación en tamaños del nm. La figura 9 tomada de la referencia 15 muestra una imagen de la trayectoria seguida en un gas (TEA) a baja presión (1 kPa) por iones de Ar y C de alta energía. En la imagen puede apreciarse la trayectoria de un electrón  $\delta$  secundario que abandona la trayectoria inicial de los iones. La imagen se obtuvo empleando técnicas de centelleo y de detección óptica, mediante un dispositivo desarrollado en el PTB alemán denominado OPAC (Optical Particle Chamber). La posibilidad de "ver" las trayectorias y separar la contribución real de los diferentes tipos de secundarios abre la interesante posibilidad de saber que eventos y por tanto que dosis absorbida se debe a cada tipo de radiación secundaria.

En el caso de neutrones este tipo de información podría ser la base de estimaciones más refinadas de los denominados factores de ponderación de la radiación, que como se sabe se definen en función del tipo de radiación incidente en el organismo, con independencia del tipo y naturaleza de la radiación secundaria que realmente acaba impartiendo y depositando energía. En el caso de los neutrones este asunto es relevante toda vez que por ejemplo parte de la energía cedida se hace a través de radiación gamma secundaria cuya contribución debiera "ponderarse" por ella misma y no como si fuera causada también por neutrones. El tema tiene pues interés para aspectos básicos de la propia definición de las magnitudes y parámetros necesarios para la dosimetría en protección radiológica.

La descripción de los dispositivos



desarrollados o en desarrollo para la caracterización de la estructura de las interacciones de la radiación en el rango del nanometro es sumamente interesante, pero estaría quizás fuera del ámbito y de la intención del presente volumen especial de Radioprotección dedicado a la Dosimetría de Neutrones. No obstante, como pudiera no estar fuera del interés o de la curiosidad de los potenciales lectores de este artículo conocer algunas de las características de esos dispositivos, una revisión reciente de ellos puede encontrarse en el trabajo "Experimental Tools for Track Structure Investigations: New Approaches for Dosimetry and Microdosimetry" [16] del que son autores H. Schuhmacher y V. Dangendorf, incluido en las ya mencionadas Actas del 13 Simposio sobre Microdosimetría, publicadas en 2002 en Radiation Protection Dosimetry.

Como conclusión de todo lo anterior se deduce que la dosimetría de neutrones continua adoleciendo de deficiencias que habrán de resolverse a través de la investigación y la innovación de nuevos métodos además de la mejora de los ya existentes. Las técnicas de simulación y modelización numérica han sido y continúan siendo de gran ayuda para alcanzar esas mejoras en el caso concreto de los sistemas basados en las técnicas de moderación. Las técnicas microdosimétricas por otra parte han evidenciado ser sumamente interesantes tanto para la caracterización práctica de campos mixtos como para la obtención de información fundamental para la mejor comprensión de los procesos primarios de transferencia de energía entre la radiación y el medios que simulan al tejido humano. Esa informa-

ción es relevante tanto para el estudio de la relación dosis efecto, como para la determinación de parámetros relevantes para la propia definición de las magnitudes dosimétricas para la protección radiológica. La frontera del conocimiento en este campo está en el desarrollo de métodos experimentales para la caracterización de los procesos de ionización en volúmenes comparables a los de las cadenas de DNA, en el rango del nanometro, en el desarrollo de la nanodosimetría.

## REFERENCIAS

1. Delgado A. Mixed Field Dosimetry. Eye Opener 13, IRPA-10 International Congress (Hiroshima 2000) ([www.oitahns.ac.jp](http://www.oitahns.ac.jp))
2. Delgado A., Gallego E. Dosimetría de Campos Mixtos. Curso de Refresco, IX Congreso SEPR. (Bilbao, 2002).
3. ICRU Repost n° 66. Determination of Operational Dose Equivalent Quantities for Neutrons. NTP Publishing, vol 1 n° 3 (2001).
4. Birattari C., Exposito A., Ferrari A., Pelliconi M., Rancati T., Silari M. The Extended Range Neutron REM Counter "LI-NUS": Overview and Latest Developments. Radiat. Prot. Dosim. 76: 129; 1998.
5. Proceedings of the International Workshop on Neutron Field Spectrometry in Science, Technology and Radiation Protection. Nucl. Instrum. Methods 476; 2002.
6. Olsher R.H., Hsu H., Beverding A., Kleck J., Casson W., Vasilik D.G., Devine R.T. WENDI : An Improved Neutron REM Meter. Health Phys. 79(2): 170-181; 2000.
7. Sáez J.C., Dominguez-Mompell R., Romero A.M., Rodriguez R., Ortiz P., Muñoz J.L., Merelo F.. Medida de la Radiación Cómica en los vuelos de IBERIA L.A.E. (I) Instrumentación, metodología y Calibración. Actas del IX Congreso de la SEPR. Radioprotección, N° Extraordinario Mayo; 2002.
8. Bartlett D.T., Tañer R.J., Tagziria H., Thomas D.J.. Response Characteristics of Neutron Survey Instruments. NRPB Report-R333; 2001.
9. Schmitz T.H., Waker A.J., Kliauga P., Zetelief H. (Editors) Design, Construction and Use of Tissue Equivalent Proportional Counters. Radiat. Prot. Dosim. 61; 1995.
10. Waker A.J.. Principles of Experimental Microdosimetry. Radiat. Prot. Dosim. 61: 297-308; 1995
11. Waker A.J., Szornel K., Nunes J.. TEPC Performance in the CANDU Workplace. Radiat. Prot. Dosim. 70: 197-203; 1997.
12. Kellerer A.M. Microdosimetry: Reflections on Harald Rossi (Invited Paper). Radiat. Prot. Dosim. 99: 17-22; 2002.
13. Cherubini R., Goodhead D.T., Menzel H.G., Ottolenghi A. (Editors). Proceedings of the 13th Symposium on Microdosimetry. Radiat. Prot. Dosim. 99; 2002.
14. Cesari V., Collauti P., Magrin G., deNardo L., Baek W.Y., Grosswendt B., Alkaa A., Khamphan C., Segur P., Torielli G. Nanodosimetric Measurements with an Avalanche Confinement TEPC. Radiat. Prot. Dosim. 99: 337-342; 2002.
15. Dangendorf V., Schuhmacher H., Titt U., Tittelmeier K.. Imaging of Microscopic Features of Charged particle Tracks in a Low Pressure Gas. Radiat. Prot. Dosim. 99: 353-354; 2002.
16. Schuhmacher H., Dangendorf V.. Experimental Tools for Track Structure Investigations: New Approaches for Dosimetry and Microdosimetry. Radiat. Prot. Dosim. 99: 317-323; 2002.

## AGRADECIMIENTOS

El autor desea expresar su reconocimiento a Nuclear Technology Publishing editora de Radiation Protection Dosimetry, al Health Physics y al National Radiological Protection Board por las facilidades dadas para la reproducción de material publicado en sus revistas. Este reconocimiento se hace extensivo a los autores de esas publicaciones. Finalmente el autor desea agradecer al CSN (Proyecto NEUDOS) y al Plan Nacional de I+D+i (Proyecto EPROFE) por la eficaz ayuda prestada para el desarrollo de las actividades investigadoras que sobre dosimetría de neutrones se llevan a cabo en el CIEMAT.

# Espectrometría de neutrones aplicada a la dosimetría.

F. Fernández.

Universidad Autónoma de Barcelona.

Departamento de Física. Grupo de Física de las Radiaciones.

## RESUMEN

Se presenta la necesidad de realizar una espectrometría de neutrones con el fin de poder conocer los espectros neutrónicos en las instalaciones radiactivas. Algunas técnicas de espectrometría neutrónica son comentadas en especial aquellas que pueden ser utilizadas en la dosimetría de neutrones: técnicas de espectrometría de neutrones por protones de retroceso (centelladores líquidos o contadores proporcionales), contadores proporcionales rellenos con  $^3\text{He}$  y la técnica de multiesferas. Los resultados correspondientes al sistema de multiesferas de nuestro grupo se presentan para caracterizar el espectro realista del acelerador Canel/T400 de Cadarache. La comparación de estos resultados con los de referencia, muestran que en el campo de la radioprotección, este sistema se encuentra perfectamente validado y en condiciones para suministrar el espectro neutrónico y en consecuencia la fluencia neutrónica y la dosis equivalente con unas incertidumbres inferiores al 3%, valores mas que suficientes en el campo de la radioprotección.

## INTRODUCCIÓN

Los campos neutrónicos se encuentran presentes en particular en el interior de las contenciones de las instalaciones nucleares experimentales o de potencia y en las unidades de tratamiento del combustible nuclear. Se encuentran además presentes en la radiación cósmica y en la proximidad de los aceleradores de partículas, en particular en aquellos utilizados en algunas aplicaciones médicas.

Los neutrones constituyen una radiación indirectamente ionizante que provocan a igual dosis absorbida, efectos bio-

lógicos más importantes que los producidos por los fotones. La dosimetría de neutrones ha tenido que hacer frente durante su desarrollo en estos últimos decenios a numerosas dificultades. Estas dificultades provienen tanto del dominio de la teoría como del de la instrumentación y son debidas en su inmensa mayoría a las propiedades específicas de la interacción de los neutrones con la materia, lo que explica que la precisión conseguida hoy día dentro del campo de la dosimetría de neutrones, sea netamente inferior al encontrado en el caso de la radiación gamma.

Si bien existen numerosos trabajos publicados sobre dosimetría de neutrones, los resultados tienen una coherencia insuficiente, debido fundamentalmente a la utilización de sistemas experimentales frecuentemente groseros y a una falta de caracterización suficiente de los campos neutrónicos.

A esta situación se le añade la circunstancia de que los campos neutrónicos siempre vienen acompañados de campos de radiación gamma, lo que exige separar ambas componentes, ya que la repartición tanto macroscópica como microscópica de la dosis absorbida

## SUMMARY

We present the need of carrying out neutron spectrometry in nuclear facilities to characterise the neutron spectra in such facilities. Some of the most usual neutron spectrometry technologies are presented and discussed, especially those that can be used in neutron dosimetry based on: recoil-nuclei detection (liquid scintillator spectrometer and proportional counter), Helium-filled proportional counters, and moderator techniques (Bonner spheres). The results obtained with our Bonner sphere system to characterise a realistic spectrum (Canel/T400, Cadarache) are presented and compared to the reference values. Such comparison shows that this system is completely validated and is in good conditions to provide the neutron spectrum, the neutron fluence, and therefore the dose equivalent, with an relative uncertainty lower than 3%, which is very satisfactory in the Radiation Protection field.



asociada a ambas componentes es muy diferente.

Todas estas circunstancias explican el que no dispongamos en la actualidad de un dosímetro personal de neutrones capaz de suministrarnos una estimación de la dosis equivalente con la suficiente garantía.

Los neutrones ya provengan de fuentes naturales como los producidos por actividades humanas, cubren un amplio margen de energías que se extiende desde 1 meV o menos, hasta varios centenares de MeV. Si bien para una aplicación particular este rango puede quedar restringido a uno o dos órdenes de magnitud, por lo que respecta a la instrumentación utilizada en radioprotección, esta debería cubrir todo el rango de energías.

La variación rápida de la sección eficaz con la energía del neutrón, ha incitado a clasificar los neutrones en categorías según su energía cinética ( $E_n$ ) e interacción, si bien los límites que definen esta clasificación aún están sujetos a discusión. La tabla 1, muestra una clasificación muy aceptada de los neutrones atendiendo a su energía.

Los neutrones térmicos son aquellos que están en equilibrio térmico con los núcleos del medio donde se encuentran. Se les puede aplicar las nociones de la teoría cinética de los gases: su distribución sigue la estadística de Maxwell-Boltzmann.

Neutrones	Rangos de energía
Térmicos	< 0,4 eV
Intermedios	0,4 eV – 10 keV
Rápidos	10 keV – 10 MeV
Relativistas	> 10 MeV

Tabla 1.- Clasificación de los neutrones atendiendo a su energía.

Los neutrones intermedios resultan de la colisión elástica de los neutrones rápidos en materiales de bajo número atómico. La distribución de estos neutrones es proporcional al inverso de su velocidad. Los neutrones rápidos son aquellos que tienen una energía superior a unas decenas de keV, valor utilizado como límite por debajo del cual los instrumentos para la detección de estos neutrones resultan inadecuados. Se consideran relativistas todos los neutrones cuya energía es superior a los 10 MeV.

Salvo los contadores proporcionales de tejido equivalente TEPC, los instrumentos utilizados en dosimetría neutrónica se basan en la siguiente expresión describiendo la dosis equivalente (Schuhmacher, 1995):

$$H = \int h_{w,n}(E) \cdot \Phi(E) \cdot dE \quad (1)$$

Donde  $H$  es la dosis equivalente,  $\Phi(E)$ , la distribución espectral de fluencia del campo neutrónico considerado y  $h_{w,n}(E)$ , el factor de conversión de la fluencia a dosis equivalente para neutrones de energía  $E$ . Al mismo tiempo la medida  $M_d$ , de un instrumento "d" (excepto los TEPC) en el mismo campo neutrónico, viene dada por una relación muy similar a la anterior:

$$M_d = \int R_d(E) \cdot \Phi(E) \cdot dE \quad (2)$$

Donde  $R_d(E)$  es la respuesta en fluencia del instrumento "d" para neutrones de energía  $E$ .

En el caso de que la respuesta en fluencia del instrumento  $R_d(E)$  tuviera la misma dependencia energética que el factor de conversión antes mencionado  $h_{w,n}(E)$  el instrumento después de ser

calibrado en un campo neutrónico bien conocido, podría indicar correctamente el valor de la dosis equivalente en cualquier otro campo neutrónico. El problema radica en que dada la forma de variación del factor de conversión fluencia-dosis equivalente en función de la energía, tal suposición no se cumple de forma adecuada para ninguno de los dosímetros actualmente existentes y por lo tanto en aquellos casos donde se requieren medidas más precisas que las suministradas por estos instrumentos, se tiene que utilizar la primera expresión y obtener la dosis equivalente mediante la determinación de la distribución espectral de fluencia  $\Phi(E)$ , lo que supone realizar una espectrometría.

La contribución de los neutrones a la dosis del personal en Centrales Nucleares es en la mayoría de los casos despreciable, si bien existen situaciones en las que una intervención en el recinto de contención durante el funcionamiento del reactor puede suponer algún riesgo de irradiación neutrónica. En la actualidad los instrumentos de radioprotección operacionales utilizados para estas situaciones, tienen respuestas muy dependientes de la energía y del espectro neutrónico y sobre todo como es el caso, de la presencia en el mismo de una componente importante de neutrones de energías intermedias. Todo ello hace difícil la interpretación de las indicaciones de estos instrumentos, si no se conoce la distribución espectral de fluencia de los neutrones en los puntos de medida (Muller, 2002).

Resulta además que como esta distribución espectral puede cambiar de manera apreciable dentro de una instalación nuclear, la espectrometría de neutrones es de interés capital para la comprensión y correcta calibración de

los instrumentos de medidas, ya que únicamente este método permite una evaluación precisa de las magnitudes dosimétricas de interés y al mismo tiempo elaborar los protocolos y estrategias adecuadas para la protección radiológica.

### **ESPECTROMETRÍA NEUTRÓNICA**

La espectrometría neutrónica ha contribuido de forma importante al desarrollo de la física nuclear desde 1932 y es un importante instrumento en otros campos, tales como la tecnología nuclear, fusión nuclear, diagnóstico de plasma, radioterapia y radioprotección.

Los métodos utilizados en espectrometría neutrónica se pueden clasificar atendiendo al principio utilizado para caracterizar o medir la energía del neutrón (Brooks, 2002). De entre todos ellos mencionaremos por su importancia y grado de utilización los basados: en la medida de la energía de los retrocesos que se producen en la dispersión de neutrones con blancos adecuados, en la medida de las energías de las partículas cargadas creadas en reacciones nucleares producidas por neutrones, en la medida de la velocidad del neutrón, en la medida de la radiactividad (una específica emisión gamma o transición de fase), inducidas en ciertas reacciones producidas por los neutrones y denominadas de umbral y finalmente en métodos en los que la distribución energética de fluencia se obtiene por deconvolución de un conjunto de medidas realizadas con ciertos detectores y geometrías.

Tres fases bien diferenciadas se ponen de manifiesto en la evolución de la espectrometría de neutrones. Las dos primeras que corresponden a los periodos comprendidos entre 1932-1959 y

1960-1979 respectivamente, se encuentran perfectamente documentadas en dos artículos: (Marion, 1960; Bromley, 1979). Muchos de los espectrómetros de neutrones utilizados hoy día se basan en métodos que fueron introducidos antes de los años 1960. Así en los espectrómetros denominados de retroceso de esta época, se utilizaban cámaras de ionización y contadores proporcionales (Ferguson, 1960), emulsiones nucleares (White, 1960), centelladores orgánicos (Swartz, 1960). En los basados en la medida de las energías de las partículas cargadas creadas, contadores proporcionales de  $^3\text{He}$  (Batchelor, 1960), centelladores de  $^6\text{Li}(\text{Eu})$  (Murray, 1958). Espectrómetros basados en la medida del tiempo de vuelo de los neutrones y en reacciones de activación (Byerly, 1960), fueron también muy utilizados durante este periodo.

Un notable desarrollo se produce durante la segunda fase 1960-1979, con la introducción del método basado en las esferas Bonner (Bramblett, 1960) y los avances conseguidos en las técnicas de espectrometría neutrónica utilizando detectores de gas (Grosshoeg, 1979) y de centelleo (Harvey, 1979). En este periodo también supuso un importante desarrollo la aparición de los primeros códigos de deconvolución de espectros neutrónicos, obtenidos a partir de medidas realizadas con multicanales, así como la utilización por primera vez de los semiconductores en la espectrometría neutrónica (Dearnaley, 1963) y la introducción de los detectores de burbujas (Apfel, 1979).

La tercera fase a partir del año 1979, se caracteriza por un gran avance tecnológico y el gran progreso que significó la incorporación de ordenadores más potentes que permitieron

el cálculo de las funciones respuesta y eficiencias de detección de los detectores utilizados por métodos de Monte-Carlo, así como una mejora en los programas de deconvolución, para la obtención de los espectros neutrónicos a partir de las lecturas realizadas con los espectrómetros.

### **BASES NUCLEARES PARA LA ESPECTROMETRÍA NEUTRÓNICA**

La interacción de los neutrones con la materia es un proceso bastante diferente al de las partículas cargadas y la radiación electromagnética. Dado que los neutrones no poseen carga eléctrica, no pueden ionizar directamente la materia que atraviesan y por lo tanto su interacción es únicamente con los núcleos de los átomos.

Tanto para la dosimetría como para la espectrometría, estas interacciones son utilizadas ya que al producir partículas cargadas, estas inducen en la instrumentación por medio de la ionización, señales eléctricas a partir de las cuales y mediante procedimientos adecuados remontan a la energía del neutrón detectado. En la tabla 2, se resumen las principales interacciones de los neutrones con la materia.

La probabilidad de la reacción escogida (sección eficaz) debería ser grande, con el fin de asegurar una buena eficiencia en el instrumento utilizado, así como una discriminación adecuada de efectos parásitos. La dependencia de esta sección eficaz con la energía debería ser pequeña y al mismo tiempo conocerse con gran precisión, con el fin de disminuir las incertidumbres en las funciones de respuestas correspondientes. En la figura 1 se muestra las secciones eficaces en función de la energía para todas aquellas interacciones que se utilizan



Vía de entrada	Vía de salida	Denominación usual	Símbolo	Clasificación
${}^A_Z X + {}^1_0 n$	${}^A_Z X + {}^1_0 n$	Difusión elástica	(n, n)	Difusión
${}^A_Z X + {}^1_0 n$	${}^A_Z X + {}^1_0 n + \gamma$	Difusión inelástica	(n, n'g)	Difusión
${}^A_Z X + {}^1_0 n$	${}^{A+1}_Z Y + \gamma$	Captura radiactiva	(n, g)	Absorción
${}^A_Z X + {}^1_0 n$	${}^A_{Z-1} Y + p$	Captura con producción de partículas cargadas	(n, p)	Absorción
${}^A_Z X + {}^1_0 n$	${}^{A-3}_{Z-2} Y + \alpha$	Captura con producción de partículas cargadas	(n, $\alpha$ )	Absorción
${}^A_Z X + {}^1_0 n$	${}^{A-1}_Z Y + 2{}^1_0 n$	Captura (n, 2n)	(n, 2n)	Absorción
${}^A_Z X + {}^1_0 n$	$Y + Z + \gamma$	Fisión	(n, f)	Absorción

Tabla 2.- Principales interacciones de los neutrones con la materia (Baur, 1985).

mas frecuentemente tanto en la dosimetría como en la espectrometría de neutrones.

Tal como se observa en la figura 1, conviene señalar que tanto los núcleos de  ${}^6\text{Li}$ , como de  ${}^3\text{He}$ , poseen secciones eficaces que continúan creciendo para energías inferiores a 1 keV, lo que los hacen muy adecuados para la detección de neutrones térmicos.

Existe una importante región comprendida entre 1 keV y 20 MeV, en la que no solamente predomina la difusión elástica n-p, sino que además se da la circunstancia de que sus seccio-

nes eficaces se conocen con una incertidumbre del 0,5%, echo de enorme interés a la hora de determinar la incertidumbre de las funciones respuestas en aquellos espectrómetros que utilicen dicha reacción.

### ESPECTROMETRÍA POR NÚCLEOS DE RETROCESO

La detección de los núcleos de retroceso (en particular los protones de retroceso) y la medida de su energía, permite establecer el número y la distribución energética de los neutrones que los han generado. La determina-

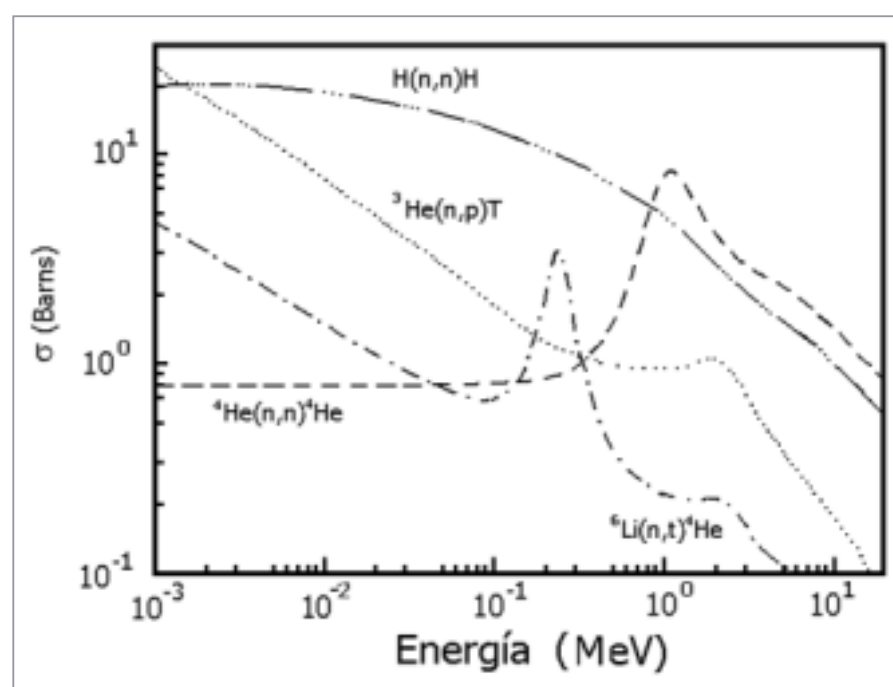


Fig. 1.- Secciones eficaces neutrónicas de algunas interacciones utilizadas para la detección de neutrones y en cierta medida en espectrometría.

ción del espectro energético de los neutrones a partir del espectro de los núcleos de retroceso, se realiza mediante métodos de deconvolución apropiados. La sensibilidad de la técnica está limitada a los neutrones que tienen una energía suficientemente alta como para ionizar el medio detector. Entre los espectrómetros

basados en los protones de retroceso tenemos el denominado de montaje telescópico, utilizado en un rango entre 200 keV y algunas decenas de MeV.

Igualmente tenemos los constituidos por contadores proporcionales a hidrógeno llamados "a protones de retroceso" (SPRPC), rellenos con gases ( $\text{H}_2$ ,  $\text{CH}_4$ ) o mezclas de ellos, sensibles a neutrones de energías comprendidas entre 10 keV y 5 MeV (Bennet, 1962).

Para energías superiores a 20 MeV se utilizan centelladores sólidos o líquidos (Verbinski, 1968). Uno de los espectrómetros a centellador líquido más utilizado es el NE213, en el cual se puede realizar una discriminación (n-g) (Adams, 1978) y del que se conocen sus funciones respuestas con bastante precisión (Dietze, 1982; Dickens, 1988, Schmidt, 1997).

### ESPECTROMETRÍA BASADA EN LA MEDIDA DE LAS ENERGÍAS DE LAS PARTÍCULAS CARGADAS CREADAS EN REACCIONES NUCLEARES PRODUCIDAS POR NEUTRONES

Las reacciones nucleares  ${}^3\text{He}(n,p){}^3\text{H}$ ,  ${}^6\text{Li}(n/\alpha){}^3\text{H}$ ,  ${}^{10}\text{B}(n/\alpha){}^7\text{Li}$ ,  ${}^{12}\text{C}(n/\alpha){}^9\text{Be}$  y  ${}^{28}\text{Si}(n/\alpha){}^{25}\text{Mg}$ , son las principales utilizadas en este tipo de espectrómetros. La primera de todas ellas ( $Q=0.764$  MeV), es el líder en el rango de energías comprendido entre 50 keV y 5 MeV. Entre los  ${}^3\text{He}$ -espectrómetros tenemos contadores proporcionales (Takeda, 1999) y cámaras de ionización de rejilla (Hawkes, 1993). La reacción  ${}^{10}\text{B}(n/\alpha){}^7\text{Li}$ , no es aconsejable para espectrometría, ya que el  ${}^7\text{Li}$  se produce en el estado fundamental y con igual probabilidad en su primer estado excitado. La reacción  ${}^6\text{Li}(n/\alpha){}^3\text{H}$ , ha sido utilizada en espectrómetros de

centelleo y detectores a sándwich (Seghour, 1999), aunque el uso de espectrómetros de centelleo ha sido limitado debido a su sensibilidad a las gammas, una respuesta no lineal de la altura de pulsos y la contribución en la respuesta, de las interacciones de los neutrones con los componentes estructurales del centellador respectivamente. Las reacciones  $^{12}\text{C}(n/\gamma)^9\text{Be}$  y  $^{28}\text{Si}(n/\gamma)^{25}\text{Mg}$ , han sido utilizadas en espectrómetros con cristales semiconductores de diamante y silicio, particularmente en aplicaciones de diagnóstico de plasma.

### **ESPECTROMETRÍA BASADA EN LA MEDIDA DE LA RADIATIVIDAD**

Los métodos radiactivos se utilizan de forma muy importante para medidas de la fluencia neutrónica (Kuijpers, 1977). Algunos de estos métodos se basan en reacciones endoenergéticas inducidas por neutrones. El espectro energético del campo neutrónico se puede determinar, a partir de las medidas de las actividades inducidas por los neutrones en determinados blancos colocados en dicho campo. Otros métodos se basan en la medida de radiación gamma o electrones de conversión interna, producidos por la dispersión inelástica de neutrones en cristales de germanio (Ejiri, 1991).

Otro espectrómetro a umbral es el de burbujas, en el que mediante funciones de respuesta adecuadas, es posible obtener a partir del recuento de burbujas en función de la temperatura, el espectro neutrónico mediante técnicas de deconvolución. Un artículo interesante sobre el desarrollo de este método es el realizado por d'Errico (d'Errico, 2002).

### **ESPECTROMETRÍA BASADA EN LA MEDIDA DE LA VELOCIDAD DEL NEUTRÓN**

En este método la energía del neutrón se determina por su tiempo de vuelo en una distancia conocida. Este método ha sido empleado para determinar el espectro de fisión espontánea del  $^{252}\text{Cf}$  y en la medida del espectro de neutrones del JET tokamak (Jarvis, 2002).

### **ESPECTROMETRÍA POR EL MÉTODO DE MULTIESFERAS**

El espectrómetro multiesferas, llamado también sistema de esferas Bonner (BSS), ha sido descrito por primera vez en 1960 por Bramblett, Erwing y Bonner (Bramblett, 1960). Las referencias (Attix, 1987; Nachtigall, 1972; Awaschalom, 1985), ofrecen unas excelentes citas bibliográficas sobre este sistema. Este sistema se basa en la utilización de un detector de neutrones térmicos ( $^6\text{Li}$ ,  $^{10}\text{B}$  o  $^3\text{He}$ ), envuelto con esferas moderadoras de diferentes diámetros, frecuentemente en polietileno, con el fin de hacer estos detectores más sensibles a neutrones más energéticos. Los neutrones rápidos se frenan dentro del moderador y llegan al detector en estado térmico, mientras que los neutrones inicialmente termalizados son parcialmente capturados dentro del moderador y no alcanzan el detector. Aumentando el diámetro de la esfera moderadora, desplazamos el pico de sensibilidad del sistema hacia las energías altas y de esta manera es posible efectuar una espectrometría de neutrones.

La tasa de recuento  $M_{dr}$  (cuentas/s), obtenida con una esfera de radio  $r$  en un campo neutrónico dado, es la convolución de la función respuesta en

energía  $R_r(E)$  ( $\text{cm}^2$ ) de esta esfera, con la tasa de distribución energética de fluencia  $\phi_{\text{ne}}(E)$  ( $\text{MeV}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) de los neutrones medidos en un punto determinado. La utilización de varias esferas de diferentes radios en un campo neutrónico desconocido, conduce a un sistema de ecuaciones:

$$M_{dr} = \sum_{j=1}^n F_{rj} \cdot \phi_{\text{ne}}(E_j) \Delta E_j; r = 1, \dots, m \quad (3)$$

Siendo  $m$  el número de esferas utilizadas y  $n$  el de grupos energéticos sobre los que se realiza la discretización. Este dominio de discretización se extiende generalmente desde las energías térmicas hasta algunas decenas de MeV.  $\phi_{\text{ne}}(E_j) \Delta E_j$ , es la tasa de fluencia energética de los neutrones en el intervalo  $\Delta E_j$  y  $F_{rj}$  la respuesta media de la esfera  $r$  en el intervalo de energía  $j$ . La resolución de un tal sistema, se lleva a cabo mediante un proceso de cálculo llamado deconvolución.

Para la determinación de las funciones respuestas y dado que el número de puntos de calibración experimental es muy escaso y que sobre un gran dominio de energías intermedias, no existe prácticamente la posibilidad de calibración, algunos autores han utilizado técnicas de interpolación y extrapolación para paliar el problema (Bramblett, 1960; Nachtigall, 1972), mientras que otros como Zaborowski (Zaborowski, 1981), han elaborado un modelo algebraico que permite representar las funciones respuesta por expresiones matemáticas. Sin embargo la técnica más utilizada ha sido la de simular el sistema de medida, para evaluar su respuesta utilizando un método de cálculo apropiado, validando posteriormente estos resultados con los obtenidos experimentalmente. En la actualidad existen diversos conjuntos de





funciones respuesta en la bibliografía (matriz de respuesta), si bien su forma definitiva es un tema aún abierto ya que estudios comparativos sobre las mas utilizadas, muestran diferencias muy importantes en la evaluación de parámetros tales como la fluencia o la dosis equivalente. Autores como Lowry y Johnson (Lowry, 1986), sobre una veintena de medidas de multiesferas evaluadas con un conjunto de 5 matrices de respuesta de las mas utilizadas, encuentran variaciones del  $\pm 15\%$  para la fluencia,  $\pm 40\%$  para la energía media,  $\pm 35\%$  para el factor de calidad medio y  $\pm 30\%$  para la dosis absorbida, siendo el efecto más sorprendente la variación de la dosis equivalente en un factor 4. Resulta razonable antes de pasar a la utilización del sistema multiesferas como referencia, asegurarse lo mejor posible de la validez de la matriz de respuesta utilizada.

En la figura 2, presentamos el conjunto de las funciones respuestas para el sistema multiesferas de la UAB. Estas funciones respuestas fueron simuladas mediante el código de cálculo MNCP4B y validadas dentro del rango de energías entre 1 meV y 15 MeV mediante haces monoenergéticos y fuentes ISO (Moad, 2001). Para energías entre 20 MeV y casi 300 MeV existen datos experimentales (Alevra, 1997) que combinados con funciones respuestas calculadas por Aroua (Aroua, 1992) permiten acceder a esta zona energética.

El primer detector de neutrones térmicos utilizado en el primer sistema desarrollado, fue un cristal centellador de pequeño volumen de yoduro de litio-6 (Bramblett, 1960). El volumen reducido del detector hacia muy baja la sensibilidad del sistema a los neutrones y su

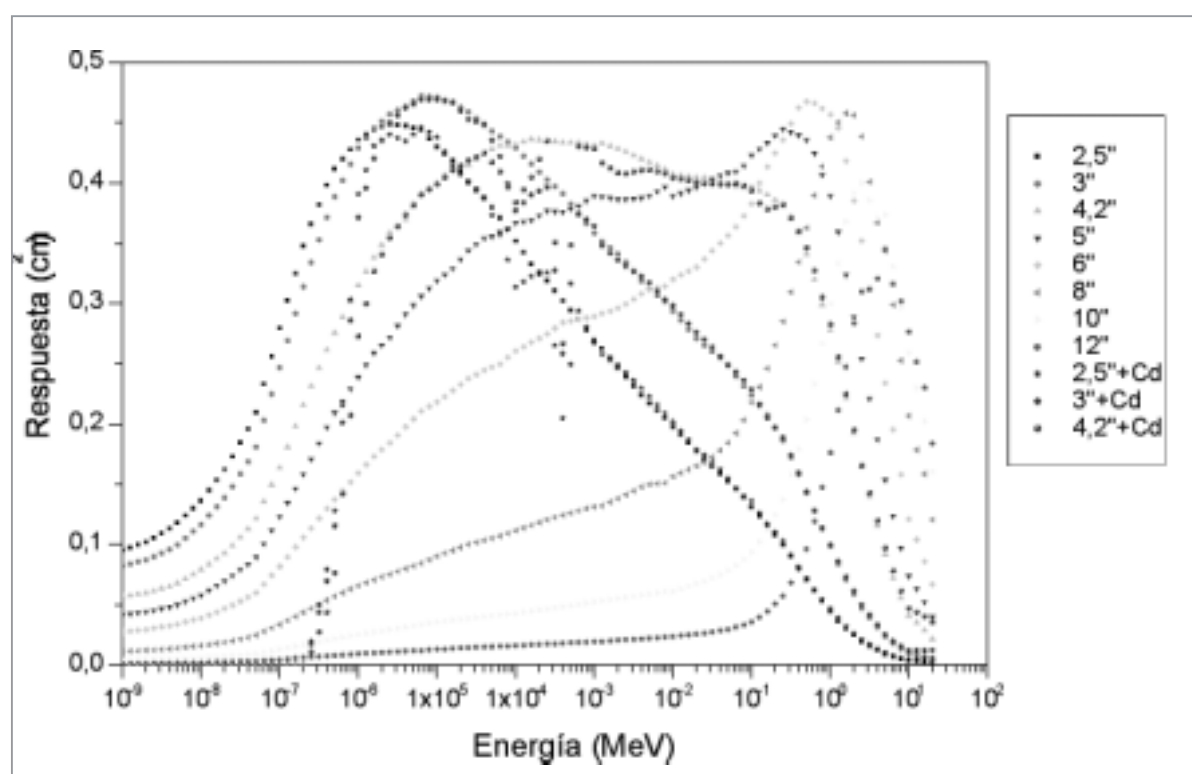


Fig. 2.- Las funciones de respuesta en fluencia del espectrómetro a esferas Bonner de la U.A.B.

alta densidad y concentración en yodo, hacían aumentar su sensibilidad a los fotones.

La substitución del centellador por contadores proporcionales de trifloruro de  $^{10}\text{B}$  (Maerker, 1971; Dolias, 1972) o  $^3\text{He}$  (Mourgues, 1976; Thomas, 1984; Vylet, 1988) de varias geométricas, permitieron aumentar un factor 10 tanto la sensibilidad a los neutrones como de disminuir la correspondiente a los fotones.

Se han utilizado también detectores pasivos, para medir campos neutrónicos muy intensos como los que existen en la proximidad de los aceleradores de partículas (IAEA, 1979; NCRP; 1984; AAPM; 1986) y campos neutrónicos de baja intensidad en los que se necesitan tiempos de medida muy grandes (medidas medioambientales) Dentro de esta categoría, podemos citar los detectores a activación sensibles a los neutrones térmicos, los detectores TLD de  $^6\text{Li}$  y  $^7\text{Li}$  y los detectores a trazas utilizando como radiadores láminas de  $^{10}\text{B}$ ,  $^6\text{Li}$ ,  $^{235}\text{U}$ .

El sistema espectrométrico multiesferas presenta varias propiedades útiles para las necesidades de la radioprotección en las instalaciones nucleares (reactores a potencia, reactores experimentales y aceleradores de partículas). Dentro de las ventajas del sistema multiesferas, podemos citar: simplicidad del principio de detección, cobertura de un rango energético comprendido entre los térmicos hasta unos cuantos MeV, respuesta casi-isotrópica, alta sensibilidad a los neutrones, suficiente para medir tasas de equivalente de dosis tan pequeñas como las encontradas en el campo de la radioprotección (hasta 1 mSv/h) y buena discriminación de los fotones y ruido electrónico, si el tipo de contador utilizado y la electrónica asociada han sido juiciosamente elegidas.

A causa de la forma de las funciones respuesta de las esferas, la resolución energética del sistema es más bien pequeña, pero se considera suficiente para la evaluación de las magnitudes dosimétricas globales (fluencia total y

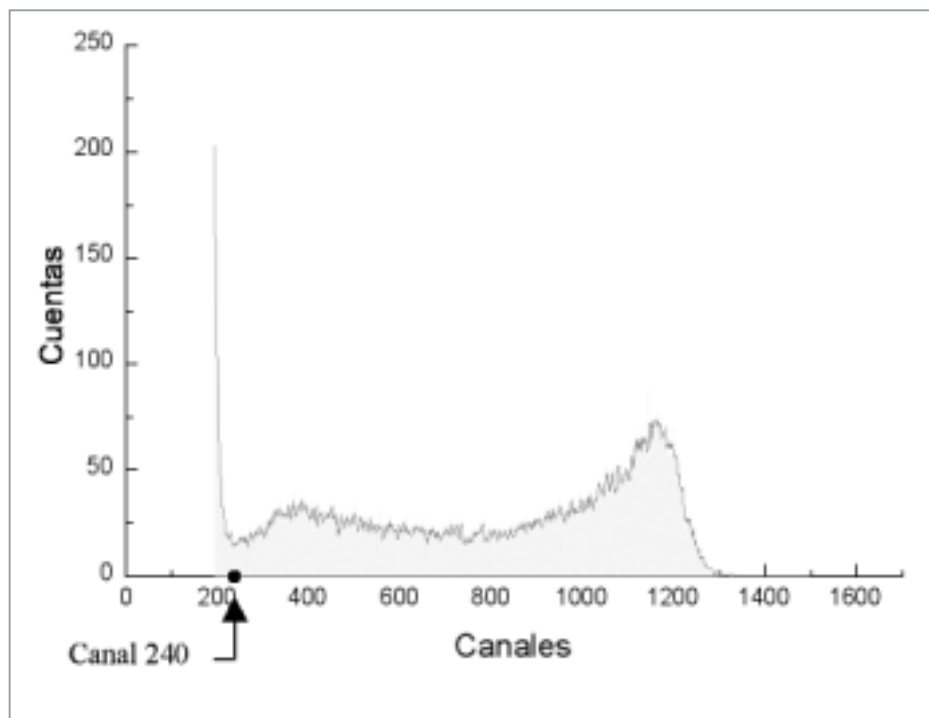


Fig. 3.- Distribución de amplitudes de pulsos, obtenidas mediante un contador proporcional a  $^3\text{He}$  del tipo 0,5NH1 / 1KI fabricado por Eurysis Mesures (Eurysis, 1998).

dosis equivalente), utilizadas en el campo de la radioprotección.

Diferentes sistemas y técnicas de medidas se han conseguido mediante el empleo de contadores proporcionales rellenos de  $^3\text{He}$  (Thomas, 1984; Alebra, 1992; Thomas, 1994; Wiegel, 1994, Eurysis, 1998).

La ventaja de tales detectores se observa en la figura 3, en la que se muestra la distribución diferencial de pulsos para una fuente de Am-Be de 3,7 GBq. Como se observa en dicha figura, aparece un pico correspondiente al Q de la reacción nuclear (764 keV), que tiene lugar en el detector ( $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$ ) y una distribución de pulsos de menor amplitud debida al "efecto pared". Entre esta distribución de pulsos y el pico correspondiente a la interacción gamma en el detector, que se sitúa en los primeros canales se encuentra un valle, lo suficientemente definido como para que mediante un discriminador adecuado se pueda separar la contribución neutrónica de la producida por el ruido de fondo y la radiación gamma (punto señalado en la figura).

Un amplificador de cargas del tipo ACHMS98 (Eurysis, 1998), especialmente concebido para realizar medidas de espectrometría neutrónica por el método de las esferas Bonner. Ocho esferas de polietileno de densidad  $0,920 \text{ g.cm}^{-3}$  y de diámetros de: 2,5; 3; 4,2; 5; 6; 8; 10 y 12 pulgadas respectivamente, fabricadas por Centronic Limited (Inglaterra) (Centronic, 1998) y un casquete de Cd de 1,5 mm de espesor que se utiliza con las esferas de pequeño diámetro para obtener información de la componente térmica del espectro neutrónico.

Una vez fijadas las condiciones de calibración del sistema multiesferas, así como la validación de las funciones respuestas del mismo, con un total de once medidas realiza-

En el sistema multiesferas de la UAB (Moaad, 2001), el elemento base es un contador proporcional a  $^3\text{He}$  del tipo 0,5NH1/1KI fabricado por Eurisy Mesures (Eurisy, 1998). Su forma es la de un ortocilindro de monel (aleación de cobre y níquel) de 4,4 cm de altura y 1 cm de diámetro.

En un determinado campo de neutrones (ocho sin cadmio y tres bajo cadmio), la determinación del espectro neutrónico pasa por resolver la ecuación (3). La deconvolución del espectro neutrónico medido consiste en establecer la tasa de distribución energética de fluencia:  $\dots(o)$ , conocida las funciones respuesta,  $\text{Fr}(E)$  y el conjunto de medidas realizadas,  $\text{M}_{\text{dr}}$  (Moaad, 2001).

En la figura 4 presentamos las medidas realizadas con nuestro sistema sobre el espectro realista Canel/T400 de Cadarache, en función del diámetro de las esferas, observándose una gran consistencia en las mismas así como pequeñas incertidumbres.

Es absolutamente indispensable poder comprobar que la solución encontrada para el espectro analizado es compatible con las medidas experimentales realizadas. Para ello se calculan a partir del espectro encontrado los valores correspondientes de las medidas calculadas,  $\text{C}_{\text{dr}}$  y se comparan con las realizadas  $\text{M}_{\text{dr}}$ . En la Tabla 3 presentamos la comprobación correspondiente al conjunto de medidas realizadas en el espectro realista Canel/T400 de Cadarache y

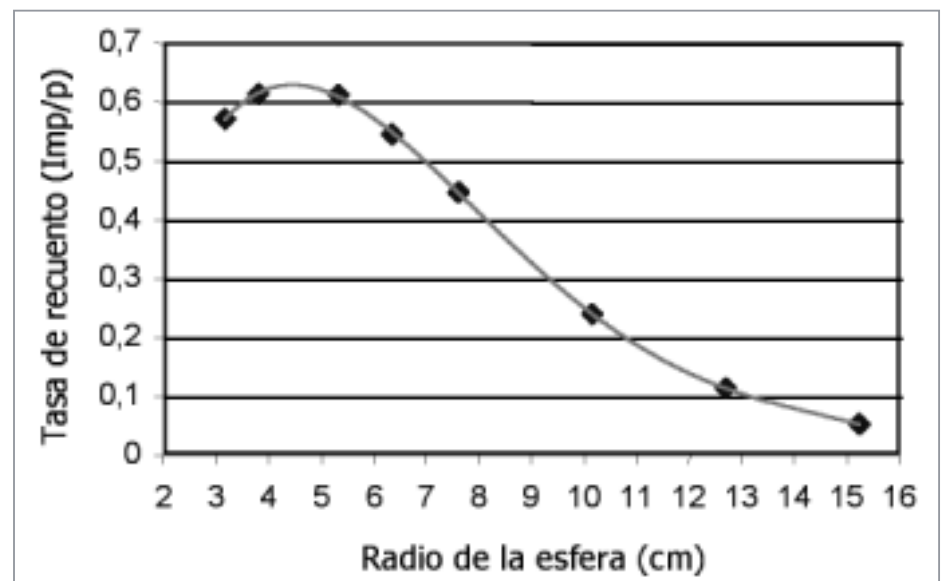


Fig. 4.- Recuentos obtenidos para el conjunto de esferas sin cadmio y para el espectro realista Canel/T400 de Cadarache.



Diámetro de la esfera (pulgadas)	Tasa de recuento (Imp/p)			Mdr/ Cdr
	Referencia	Medida (Mdr)	Calculada (Cdr)	
2.5	$5894 \times 10^{-4}$	$(5703 \pm 191) \times 10^{-4}$	$5705 \times 10^{-4}$	0.999
3	$6232 \times 10^{-4}$	$(6120 \pm 200) \times 10^{-4}$	$6113 \times 10^{-4}$	1.001
4.2	$6071 \times 10^{-4}$	$(6111 \pm 200) \times 10^{-4}$	$6102 \times 10^{-4}$	1.001
5	$5433 \times 10^{-4}$	$(5436 \pm 178) \times 10^{-4}$	$5510 \times 10^{-4}$	0.986
6	$4360 \times 10^{-4}$	$(4452 \pm 145) \times 10^{-4}$	$4449 \times 10^{-4}$	1.000
8	$2369 \times 10^{-4}$	$(2389 \pm 79) \times 10^{-4}$	$2414 \times 10^{-4}$	0.993
10	$1136 \times 10^{-4}$	$(1132 \pm 37) \times 10^{-4}$	$1142 \times 10^{-4}$	0.991
12	$5190 \times 10^{-4}$	$(5120 \pm 170) \times 10^{-4}$	$5064 \times 10^{-4}$	1.011
2.5/Cd	$2625 \times 10^{-4}$	$(2638 \pm 86) \times 10^{-4}$	$2643 \times 10^{-4}$	0.998
3/Cd	$3322 \times 10^{-4}$	$(3396 \pm 111) \times 10^{-4}$	$3392 \times 10^{-4}$	1.001
4.2/Cd	$4055 \times 10^{-4}$	$(4235 \pm 139) \times 10^{-4}$	$4211 \times 10^{-4}$	1.006

Tabla 3.- Cociente entre los valores medidos Mdr y calculados Cdr de los recuentos efectuados por el sistema multiesferas de la UAB para el espectro realista Canel/T400 de Cadarache.

cuyo espectro presentamos en la figura 5 juntamente con el de referencia.

Otro importante aspecto de la espectrometría de multiesferas es la de poderse utilizar en la medida de campos neutrónicos de muy bajas

tasas de fluencia (Alevra, 1997) y en campos neutrónicos de alta energía (Ciobanu, 1997).

### CONCLUSIONES

Las aplicaciones en espectrometría de neutrones se pueden agrupar en

dos categorías: aquellas en las que lo más importante es una buena resolución en energía y las que por el contrario solo necesitan que el espectrómetro sea simple y opere en un amplio rango de energías. Entre las primeras tenemos todas las concernientes a física nuclear y diagnóstico de plasma y para ella se utilizan espectrómetros de neutrones compuestos por detectores o conjunto de ellos, que en una sola medida recogen los datos suficientes para poder obtener por deconvolución el espectro neutrónico. Tecnología nuclear, protección radiológica y radioterapia forman parte de la segunda categoría, en la que por el contrario los espectrómetros necesitan varias medidas para recoger los datos necesarios, ya sean mediante el empleo de diferentes detectores, o realizando las medidas en diferentes condiciones o geometrías y en general poseen una mas pobre resolución energética. El espectrómetro de multiesferas cumple completamente con los requisitos exigidos para esta segunda categoría.

Dos desafíos afronta el desarrollo de la espectrometría de neutrones en los campos anteriormente mencionados. El primero de ellos es extender esta espectrometría a la región energética de los GeV (Goldhagen, 2002), necesaria para el control radiológico del personal que trabaja en las proximidades de aceleradores y dotaciones del personal de vuelo de compañías aéreas. El segundo es el de disponer de métodos espectrométricos adecuados dentro de la región 1eV a 100keV (Alevra, 1999), región importante dado el gran interés actual por la utilización de las técnicas de boroterapia (Gahbauer, 1997).

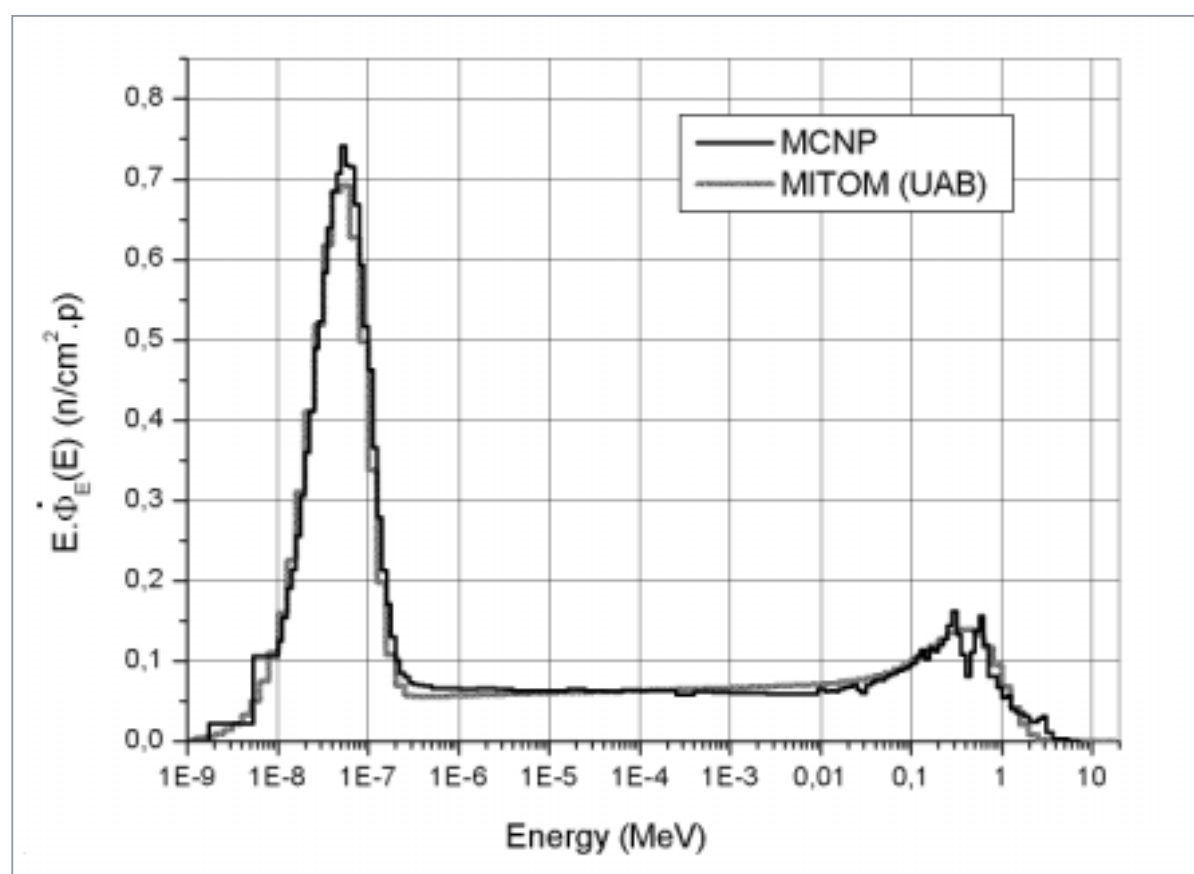


Fig. 5.- Espectro deconvolucionado y de referencia para el espectro realista Canel/T400 de Cadarache.

## BIBLIOGRAFÍA

- AAPM, 1986. Neutron Measurements around high energy X-ray radiotherapy machines. American Association of Physicists in Medicine, Report 19.
- Adams, 1978. A versatile Pulse-Shape Discriminator for Charged Particle Separation and its Application to Fast Neutron Time-of-Flight Spectroscopy. Nucl. Instrum. Meth., 156, 459-476.
- Apfel, 1979. Nucl. Instrum. Meth., 162, 603.
- Alevra, 1992. Experiences from an International Unfolding Intercomparison with Bonner Spheres. EUR\_Report 14356 EN.
- Alevra, 1997. Measurements with the PTB "C" Bonner Sphere Spectrometer in the PSI Villigen 55 MeV Neutron Field for Spectrometry and calibration Purposes. Radiat. Prot. Dosim., 70, 295-298.
- Alevra, 1997. Neutron Spectrometry and Dosimetry in the Environment and at Workplaces. Regional Symposium on Radiation Protection in Neighbouring Countries of Central Europe, Prague.
- Alevra, 1999. Radioprotection, 34, 305.
- Aroua, 1992. Evaluation and Test of the Response Matrix of a Multisphere Neutron Spectrometer in a Wide Energy Range. Nucl. Instrum. Meth., A321, 305-311.
- Attix, 1987. Neutron Spectroscopy, The Dosimetry of Ionizing Radiation, Volume II. Academic Press.
- Awschalom, 1985. Applications of Bonner Sphere Detectors in Neutron Field Dosimetry. Radiat. Prot. Dosim., 10, 1-4, 89-101.
- Batchelor, 1960. Fast Neutron Physics, Parts 1 & Interscience, New York, p.413.
- Baur, 1985. Protection Contre les Rayonnements: Aspects Physiques et Méthode de Calcul. Report C.E.A. France.
- Bennet, 1962. Gamma-Ray Discrimination in a Proton-Recoil Proportional Counter. Report ANL 6480.
- Byerly, 1960. Fast Neutron Physics, Parts 1 & Interscience, New York, p. 657.
- Bramblett, 1960. A New Type of Neutron Spectrometer. Nucl. Instrum. Meth., 9, 1.
- Bromley, 1979. Detectors in Nuclear Science, North Holland, Amsterdam.
- Brooks, 2002. Nucl. Instrum. Meth., A 476, 1.
- Centronic, 1998. Radiation Detector Division. Centronci Limited, New Addington, Groydon, England.
- Ciobanu, 1997. Low-Power Analogue Processor for Bonner Sphere Spectrometers. IRPA Regional Symposium on Radiation Protection. Prague.
- Dearnaley, 1963. Progress in Fast Neutron Physics, The University of Chicago Press, Chicago, p. 173.
- d'Errico, 1995. Active Neutron Spectrometry with Superheated Drop (Bubble) Detectors. Radiat. Prot. Dosim., 61, 1-3, 159-162.
- Dickens, 1988. A Monte Carlo Based Computer Program to Determine a Scintillator Full Energy Response to Neutron Detection for En Between 0.1 and 80 MeV. Report ORNL-6463.
- Dietze, 1982. Monte Carlo Codes for the Calculations of Neutron Response Functions and detection Efficiencies for NE 213 Scintillator Detectors. Report PTB-ND-22.
- Dolias, 1972. Response of Moderator Spheres to Monoenergetic Neutrons in the Range 5 keV to 600 keV. Comm. Eur. Communities, EUR-4791-f.
- Ejiri, 1991. Nucl. Instrum. Meth., A302, 482.
- Eurysis, 1998. Compteur 3He Notice Technique. Eurisy Mesures.
- Ferguson, 1960. Fast Neutron Physics, Parts 1 & Interscience, New York, p. 179.
- Gahbauer, 1997. Radiat. Prot. Dosim., 70, 547.
- Goldhagen, 2002. Nucl. Instrum. Meth., A476, 42.
- Grosshoeg, 1979. Nucl. Instrum. Meth., 162, 125.
- Harvey, 1979. Nucl. Instrum. Meth., 162, 507.
- Hawkes, 1993. Nucl. Instrum. Meth., A 335, 533.
- IAEA, 1979. Radiological safety aspects of the operation of electron linear accelerators. IAEA Technical Reports series N° 188.
- Jarvis, 2002. Nucl. Instrum. Meth., A 476, 474.
- Knoll, 1997. Radiation Detection and Measurement. Knoll G.F., 2nd Edition, Wiley Cop.
- Kuijpers, 1977. Nucl. Instrum. Meth., 144, 215.
- Lowry, 1986. The effect of the Choice of Response Matrix on Neutron Spectra Unfolded from Bonner Sphere Data. Health Physics, 50, 4, 543.
- Maerker, 1971. Response Functions for Bonner Ball Neutron Detectors. TM-3451, ORNL Oak Ridge National Laboratory, Tennessee.
- Marion, 1960. Fast Neutron Physics, Parts 1 & Interscience, New York.
- Mourgues, 1976. Rapport SESTR-R-20. CEA-CEA. Cadarache.
- Müller, 2002. Nucl. Instrum. Meth., A 476, 411.
- Murray, 1958. Nucl. Instrum. Meth., 2, 237.
- Nachtigall, 1972. Dose Equivalent Determinations in Neutron Fields by Means of Moderator Techniques. Radiat. Dosim., Supplement 1, Chapter 7.
- NCRP, 1984. Neutron contamination from medical electron accelerators. National Council on Radiation Protection and Measurements. NCRP Report 79.
- Schmidt, 1997. Long-term Stability of a Neutron Detector. Report PTB-6.42-97-1.
- Schuhmacher, 1992. Quality Factors and Ambient Dose Equivalent for Neutrons Based on the New ICRP Recommendations. Radiat. Prot. Dosim., 40, 2, 85-89.
- Schuhmacher, 1995. Characterisation of Photon-Neutron Radiation Protection Monitoring and Optimisation. Radiat. Prot. Dosim., 61, 81-88.
- Seghour, 1999. Nucl. Instrum. Meth., A 420, 243.
- Swartz, 1960. Fast Neutron Physics, Parts 1 & Interscience, New York, p.211.
- Takeda, 1999. Nucl. Instrum. Meth., A 422, 69.
- Thomas, 1984. A Multisphere Neutron Spectrometer Using a Central 3He Detector. Nucl. Instrum. Meth., A224, 225-232.
- Thomas, 1994. Experimental Determination of the Response of four Bonner Sphere Sets to Thermal Neutrons. Radiat. Prot. Dosim., 54, 25-31.
- Verbinski, 1968. Calibration of an Organic Scintillator for Neutron Spectrometry. Nucl. Instrum. Meth., 65, 8-25.
- Vylet, 1988. Multispheres Measurements at Several Neutron Facilities. Radiat. Prot. Dosim., 23, 1-4, 289-292.
- White, 1960. Fast Neutron Physics, Parts 1 & Interscience, New York. p.297
- Wiegel, 1994. Calculations of the Response Functions of Bonner Spheres with a Spherical 3He Proportional Counter Using a Realistic Detector Model. Report PTB-N-21.
- Zaborowski, 1981. Dosimétrie et Spectrométrie Neutroniques avec les Sphères de Bonner: Etablissement d'une Matrice Log-Normale de Référence. Note CEAN-2241.

# Calibración de monitores de área y dosímetros de neutrones.

Eduardo Gallego, Alfredo Lorente y Francisco Martín-Fuertes.

Departamento de Ingeniería Nuclear, Universidad Politécnica de Madrid  
Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales

## RESUMEN

Se presentan las dificultades conceptuales que ofrece la calibración de instrumentos para dosimetría neutrónica, debido al amplio rango de energía de los neutrones y a la diferente respuesta que generalmente presentan los sistemas de detección en distintas zonas del rango. A partir de la norma ISO 8529, se comentan los requisitos principales que deben reunir los métodos e instalaciones empleados en calibración, fundamentalmente en cuanto a la producción de campos neutrónicos de referencia. Teniendo en cuenta la norma ISO 12789, se aborda el problema que plantean las diferencias entre los espectros utilizados en la calibración y los existentes en las zonas de trabajo, con la conclusión del interés por simular campos neutrónicos realistas en el laboratorio de calibración. Por último, se presentan los avances en la instalación del hasta ahora único laboratorio para dosimetría neutrónica en España, situado en el Departamento de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid.

## INTRODUCCIÓN A LOS CONCEPTOS BÁSICOS

Debido a los amplios rangos de energía que presentan los neutrones y a la imperfecta respuesta de la mayoría de los instrumentos, la calibración de los dispositivos de medida de neutrones utilizados en protección radiológica no es tarea sencilla y reclama métodos muy cuidadosos. En principio, para toda calibración, los dispositivos de medida son colocados, bajo condiciones controladas, en un campo de radiación de referencia para el que la magnitud a medir sea bien conocida.

Las magnitudes de interés serán, para la vigilancia de área y la vigilancia individual, respectivamente, los *equivalentes de dosis ambiental*  $H^*(10)$  y personal  $H_p(10)$ ; en este último caso considerando también la dependencia direccional. Dada la complejidad de los campos neutrónicos en general, conviene relacionar estas magnitudes con la distribución en energías de la fluencia de neutrones,  $\dots_E$ , como magnitud física básica, a través de los factores de conversión *fluencia-equivalente de dosis*,  $h_{\dots}(E)$ , recomendados por la Comisión Internacional de Protección

Radiológica (ICRP) y la Comisión Internacional de Medidas y Unidades Radiológicas (ICRU) [1] (figura 1). Empleando dichos factores, se obtendría la dosis como:

$$H = \int h_{\dots}(E) \dots_E dE \quad (1)$$

Es decir, que la medida de la dosis podría partir de la medida, con precisión suficiente, de  $\dots_E$ , que siempre ha de conocerse para el campo existente en la instalación de calibración. En la práctica, el instrumento empleado como dosímetro tendrá una función de respuesta dependiente de la energía

## SUMMARY

The paper deals with the conceptual difficulties to calibrate neutron dosimetry instruments, associated with the wide energy range of neutrons and the uneven response of the instruments for different neutron energies. Based on ISO standard 8529, the main conditions for methods and calibration facilities are reviewed, mainly with regard to the production of reference neutron fields. The problems caused by the differences in the energy spectrum between the calibration field and workplaces are presented, with the solutions indicated in ISO standard 12789 to produce simulated neutron fields in the calibration laboratory. Finally, the paper includes a summary of the advances made in the installation of the neutron dosimetry laboratory of the Nuclear Engineering Department of the Polytechnic University of Madrid, which is the only facility of its nature in Spain.

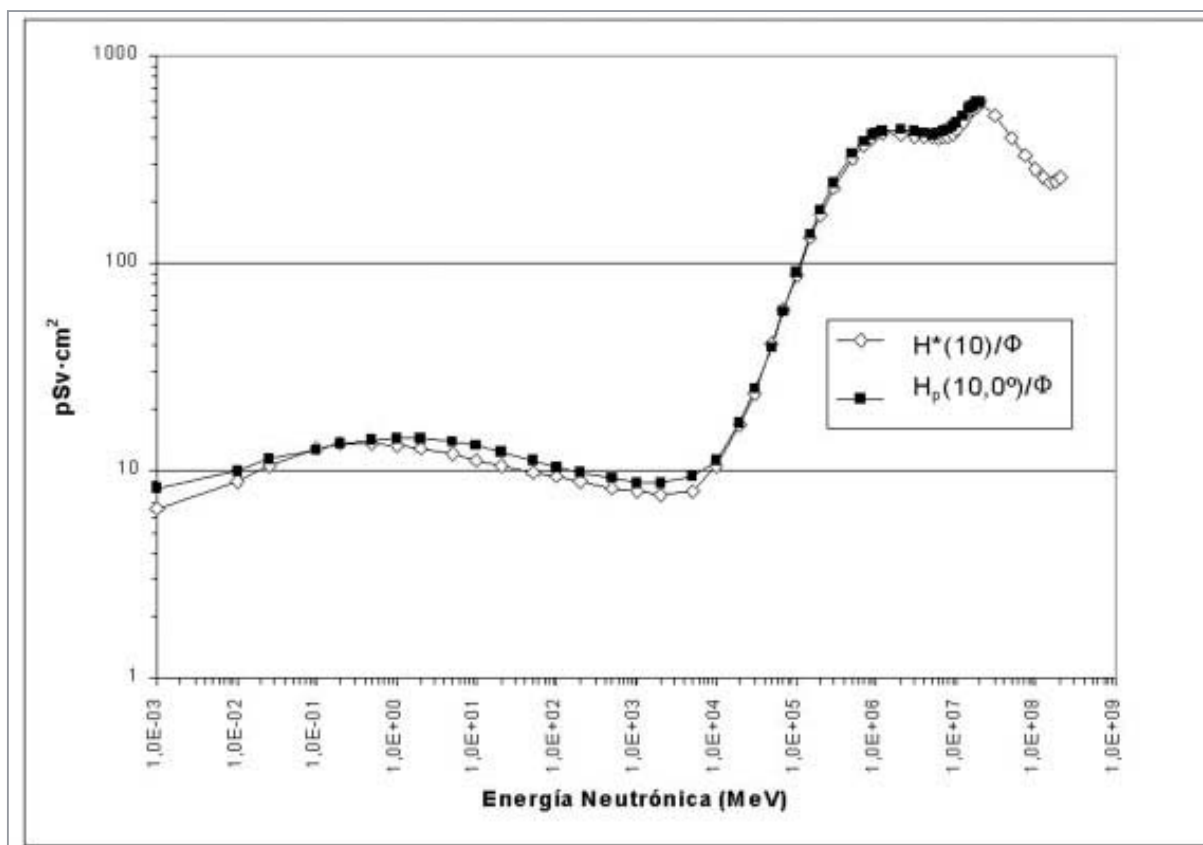


Fig. 1.- Factores de conversión fluencia-equivalente de dosis ambiental ( $H^*(10)/\Phi$ ) y fluencia-equivalente de dosis personal ( $H_p(10,0^\circ)/\Phi$ ), según la publicación ICRP 74/ICRU 57 [1].

de los neutrones,  $R_{...}(E)$ , y su lectura,  $M$ , vendrá dada por:

$$M = \int R_{...}(E) \dots dE \quad (2)$$

La situación ideal buscada sería aquella en la que ambas cantidades satisfagan la relación,

$$R_{...}(E) = N^{-1} \cdot h_{...}(E) \quad (3)$$

en un rango suficientemente extenso. De ese modo, el dosímetro proporcionaría una lectura proporcional al equivalente de dosis. La asignación de la dosis se haría entonces aplicando un *factor de calibración*  $N$ , que será válido para a todo ese intervalo energético.

$$M = N \cdot M \quad (4)$$

La complejidad surge de la necesidad de determinar este factor para todo el rango de energías, ya que generalmente los instrumentos presentan una respuesta en energías que difiere de la relación teórica fluencia-equiva-

lente de dosis, siendo frecuente la existencia de desviaciones importantes en algunas zonas del espectro. También se pueden introducir errores significativos dependiendo de las diferencias entre las distribuciones en energía y dirección de los campos neutrónicos de calibración y del lugar de trabajo. Por ello es habitualmente necesario complementar las calibraciones de laboratorio mediante medidas *"in-situ"* con el instrumento de referencia que proporcione el valor convencionalmente cierto de la dosis en ese lugar, a partir de lo cual se determina un *factor de corrección espectral*,  $k$ , para el campo específico de que se trate. La aplicación de dicho factor se suele denominar normalización. Alternativamente, si resultase posible caracterizar los espectros existentes en el campo de calibración,  $\dots_{E,C}$ , y en el lugar de trabajo,  $\dots_{E,W}$  el factor  $k$  se podría determinar utilizando las relaciones  $N = H_C/M_C$  y  $N \cdot k = H_W/M_W$ , de modo que:

$$k = \frac{H_W}{M_W} \frac{M_C}{H_C} = \frac{\int h_{...}(E) \dots_{E,W} dE}{\int h_{...}(E) \dots_{E,C} dE} \frac{\int R_{...}(E) \dots_{E,C} dE}{\int h_{...}(E) \dots_{E,C} dE} \quad (5)$$

Todos estos factores se reflejan en la figura 2.

La experiencia de las instalaciones pioneras en este campo se recoge en la norma ISO 8529, donde se analizan y especifican las condiciones en que debe realizarse la calibración. Dicha norma consta de tres partes referidas, respectivamente, a:

- Las características de las fuentes y campos de neutrones de referencia a utilizar [2].

- Los principios fundamentales para la calibración de los equipos de radioprotección relacionados con las magnitudes que caracterizan el campo de radiación y, en concreto, las instalaciones a utilizar [3].

- La calibración de los monitores de área y dosímetros personales y la determinación de su respuesta en función de la energía y el ángulo de incidencia [4].

Otras publicaciones recientes de elevado interés son la ICRU 66 [5], con un completo resumen de las técnicas existentes para dosimetría neutrónica, y la norma ISO 12789 [6], que incide en la necesidad de realizar la calibración en campos neutrónicos realistas y en la manera de simularlos, incluyendo interesantes ejemplos.

## PRODUCCIÓN DE CAMPOS NEUTRÓNICOS DE REFERENCIA

La norma ISO 8529 [Parte 1, ref. 2] recomienda distintos tipos de fuentes de neutrones de referencia para las calibraciones:

- Fuentes isotópicas, que pueden ser de  $^{241}\text{Am-Be}$ ,  $^{241}\text{Am-B}$  o de  $^{252}\text{Cf}$ , y de  $^{252}\text{Cf}$  moderado con  $\text{D}_2\text{O}$  (una esfera

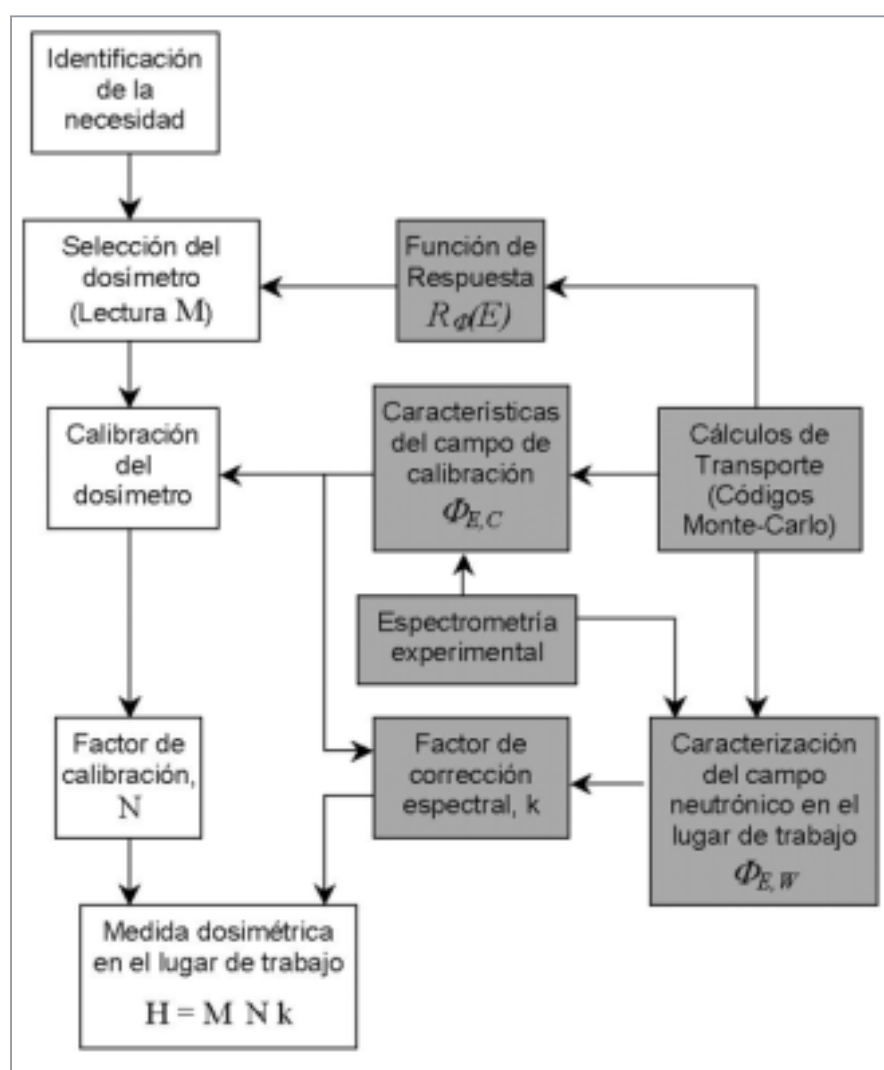


Fig. 2.- Factores que intervienen en el proceso de calibración de instrumentos para dosimetría neutrónica [Adaptado de la ref.5]. Los recuadros en gris ayudan a obtener una medida dosimétrica más precisa en el lugar de trabajo

de diámetro 30 cm cubierta con una capa de 1 mm de Cd [7]).

- Fuentes monoenergéticas, que se obtienen en aceleradores de deuterones o protones, contra blancos de deuterio, tritio o litio. Para las energías menores, se emplean haces de reactores filtrados convenientemente.

- Fuentes térmicas, obtenidas de reactores.

Las fuentes isotópicas de  $^{241}\text{Am-Be}$  y  $^{252}\text{Cf}$ , con y sin moderador, son empleadas en casi todas las instalaciones, como en las del Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) en Cadarache (Francia) o las del Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB, en Alemania) [8].

nes que aún no han colisionado; una de energías intermedias, con una dependencia aproximada  $1/E_n$  (siendo  $E_n$  la energía del neutrón), que proviene de los neutrones dispersados; y una térmica, asimilable a una distribución de tipo maxwelliano. Existen otros ambientes en los que la radiación neutrónica puede ser mucho más energética, destacando por su interés práctico los aceleradores de partículas de alta energía, donde se encuentran neutrones de energía superior a 10 MeV que pueden contribuir a la dosis en un 30% - 50%, o a bordo de aviones que vuelen en altitudes entre los 10 y 15 km.

Si las diferencias entre estos espectros "de trabajo" y los utilizados en la

No obstante, tras los comentarios hechos en la introducción, se aprecia el problema de las diferencias entre los campos "de calibración" y los campos "de trabajo". Dentro de las centrales nucleares, junto a los contenedores de almacenamiento y transporte de combustible gastado o en las fábricas de fuentes de neutrones y de re-elaboración del combustible nuclear, suelen encontrarse espectros neutrónicos con tres componentes principales: una rápida, procedente de los neutro-

instalación de calibración son muy acusadas, resulta muy complicado obtener factores de normalización adecuados, salvo que se proceda a realizar medidas espectrométricas "in situ". La otra alternativa pasa por tratar de producir campos neutrónicos realistas, es decir, en los que se tenga un espectro energético similar al existente en el lugar de trabajo, lo que permitirá proceder ya a la calibración directa de los instrumentos dosimétricos. Los métodos disponibles están bien descritos en la norma ISO 12789 [6] y se basan también en el empleo de fuentes isotópicas, reactores o aceleradores de partículas, mediante la interposición de materiales en los que provocar la dispersión-moderación de los neutrones o su absorción.

Por ser los que resultan más asequibles, merece la pena destacar los desarrollos de Schwartz y Eisenhauer [7] y Kluge y col. [8, 6]. El primero, ya citado anteriormente, se refiere al empleo de una fuente de  $^{252}\text{Cf}$  moderado con una esfera 30 cm de diámetro de  $\text{D}_2\text{O}$  cubierta con una capa de 1 mm de Cd, que aunque no consiga replicar un espectro concreto de algún lugar de trabajo, sí que proporciona una de las mejores fuentes de calibración para aproximar la respuesta de dosímetros de albedo a la que se obtiene en la vecindad de los reactores de agua ligera. Por su parte, en el PTB aprovechan los neutrones reflejados en las paredes de la sala de irradiación, interponiendo entre la fuente y el detector unos "conos de sombra" similares a los de la figura 3, para obtener espectros como los que se muestran en la figura 4, y que resultan razonablemente próximos a los existentes en las centrales nucleares.

### OTROS REQUISITOS DE LAS INSTALACIONES DE CALIBRACIÓN

Para poder mantener patrones de calibración, lo ideal sería poder trabajar en un "campo libre", llamándose así a aquel en el que se tuviera solamente la fluencia que viene directamente de la fuente, en ausencia de cualquier radiación dispersada. Un requisito general es que en el punto de calibración la contribución de la radiación dispersada a la lectura del instrumento no sea superior a un 40% [3]. Ello se consigue de dos maneras: o eliminando materiales reflectores de neutrones de las paredes, que se podrían construir de aluminio, o buscando salas de grandes dimensiones, y en ambos casos ubicando la zona de irradiación lejos del suelo (3 m suele ser la distancia empleada, pero hay instalaciones que trabajan a 6 m del suelo).

Desde hace varios años se han publicado trabajos en la línea de proponer procedimientos estándar de calibración que sean independientes del laboratorio de calibración y de la técnica experimental usada, buscando corregir los citados efectos. La norma ISO-8529 [3] recoge las conclusiones de dichos trabajos y propone varios métodos alternativos, entre ellos el del cono de sombra (véase figura 3), cuyo principal atractivo reside en su naturaleza puramente experimental.

Otro requisito, también exigido por la norma, es la determinación de la sensibilidad de los detectores sometidos a calibración frente a la radiación  $\mathfrak{S}$ ; para ello, se debe disponer de una fuente patrón de  $^{137}\text{Cs}$  o de  $^{60}\text{Cs}$ , o ensayar los equipos en instalaciones de calibración  $\mathfrak{S}$

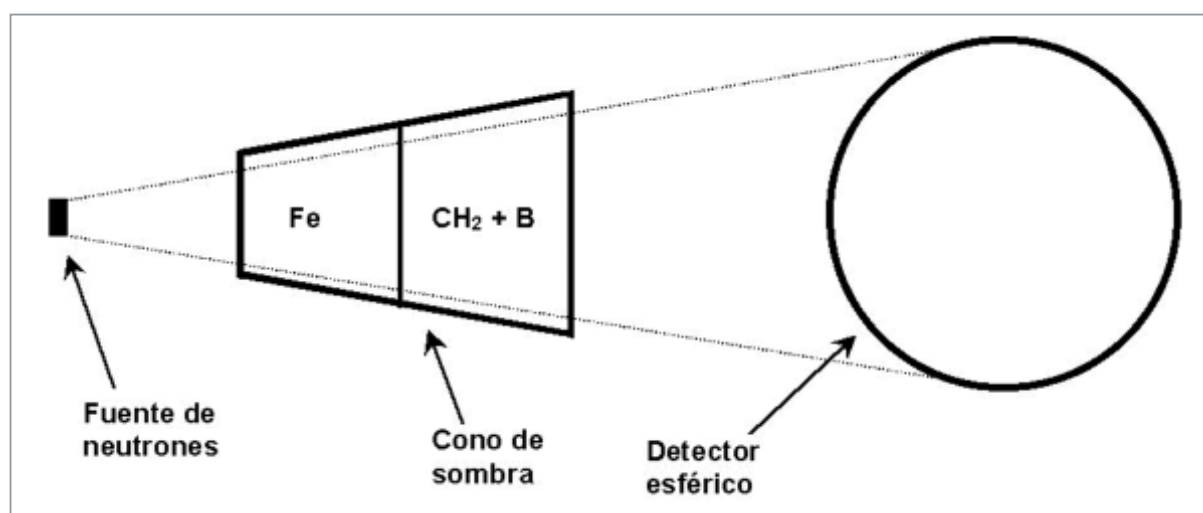


Fig. 3.- Esquema del montaje para estimar la contribución de la radiación dispersa mediante un "cono de sombra" compuesto de hierro (espesor 20 cm.) y polietileno borrado (espesor 30 cm., enriquecido al 10% en  $^{10}\text{B}$ ). [adaptado de la ref. 3]. El cono debe impedir que la radiación directamente emitida por la fuente alcance el detector. Este tipo de objetos se emplean también en otras instalaciones para alterar el espectro neutrónico en busca de campos más realistas [8].

Todos los ensayos deben incluir la verificación de linealidad en la respuesta, para lo cual se debe cubrir un rango de tasa de dosis suficientemente amplio, citándose como ejemplo el rango entre  $1 \mu\text{Sv h}^{-1}$  y  $10 \text{mSv h}^{-1}$ . Ello se puede conseguir si se utilizan varias fuentes o, como es más habitual, si se hace variar la distancia a la fuente.

Para la expresión de las incertidumbres se deben seguir las indicaciones de la "Guía para la expresión de incertidumbres en medidas" [9].

#### Calibración de monitores de área

La norma ISO 8529 [Parte 3, ref.4], establece que la magnitud a medir por los monitores de área debe ser el equivalente de dosis ambiental,  $H^*(10)$ . Idealmente, los monitores deberían tener una respuesta en fluencia independiente de la dirección de incidencia de los neutrones, y una dependencia energética similar a la del coeficiente de conversión de fluencia a equivalente de dosis ambiental (figura 1).

La geometría fuente-detector debe ser tal que la distancia entre ambos asegure un haz neutrónico razonablemente paralelo, estableciéndose los oportunos factores de corrección por tal motivo.

Los ensayos deben realizarse en aire bajo condiciones ambientales controladas<sup>1</sup>, y se vigilarán también las condiciones radiológicas de referencia:

- calidad de la energía de la fuente de neutrones (como requisito estándar se establece la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$ );
- ángulo de incidencia de la radiación;
- radiación de fondo (inferior en todo caso a  $0,25 \mu\text{Sv h}^{-1}$  en  $H^*(10)$ );
- ausencia de contaminación por elementos radiactivos.

#### Calibración de dosímetros personales

La magnitud a medir para el control de la exposición individual a neutrones es el equivalente de dosis personal,  $H_p(10)$ . Puesto que cualquier dosímetro colocado sobre el organismo responderá a los neutrones de albedo, los

<sup>1</sup>Se han de controlar, en las condiciones que cita la norma, las siguientes variables ambientales: la temperatura; humedad relativa del aire; presión atmosférica; para la alimentación eléctrica, la tensión, frecuencia y forma de onda; presencia de campos electromagnéticos o de inducción magnética de origen exteriores; tiempo de estabilización del equipo.



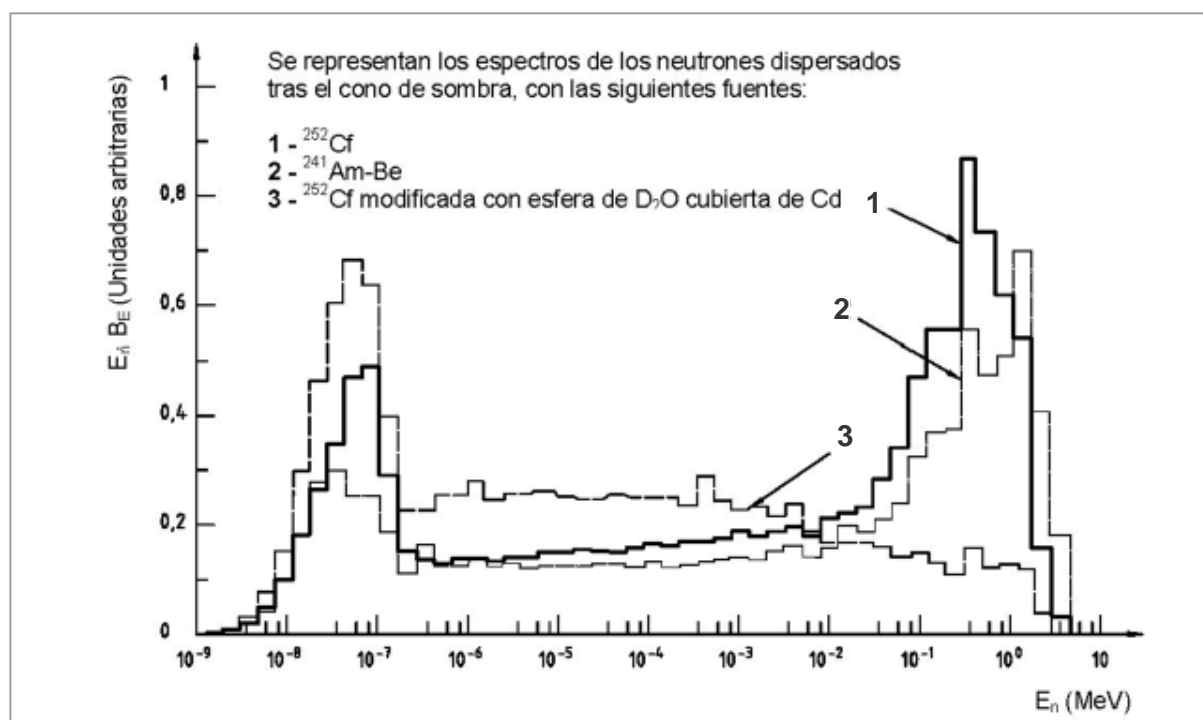


Fig. 4.- Espectros neutrónicos obtenidos en el PTB mediante el empleo de distintas fuentes isotópicas junto con conos de sombra para aumentar la componente reflejada en las paredes de la sala de irradiación [Adaptada de las ref. 6 y 8].

dosimetría de área como para la individual.

Para lograr tal objetivo resultaba imprescindible desarrollar un laboratorio en el que poder probar y ajustar los distintos métodos e instrumentos dosimétricos ensayados en el Proyecto, por lo que se decidió ubicarlo en el DIN-UPM, que ya contaba con instalaciones y medios para el estudio neutrónico desde su creación hace más de treinta años.

En el Laboratorio del DIN-UPM, por sus condiciones, se ha comenzado por utilizar las dos fuentes de neutrones de  $^{241}\text{Am-Be}$  (77 y 111 GBq, respectivamente) que estaban ya disponibles. En el futuro se pretende poder trabajar también con una fuente de  $^{252}\text{Cf}$  (desnuda y con la esfera moderadora de  $\text{D}_2\text{O}$ ), tomando como referencia primaria a otros laboratorios extranjeros (IRSN y PTB).

La fuente de neutrones se aloja en un contenedor de acero con blindaje adicional de agua, acoplado directamente a un sistema neumático para la transferencia de la fuente entre dicho contenedor y la bancada de irradiación (figura 5). Ésta se ha diseñado y construido en aleación de aluminio de serie industrial, con una plataforma superior para soportar los monitores o conjuntos maniquí-dosímetros a ensayar. La bancada permite la irradiación de dosímetros y detectores en condiciones óptimas, manteniendo una distancia de 3 m al suelo y un mínimo de 4,5 m a las paredes, pudiendo regular la posición con gran resolución, de hasta 0,1 mm en distancia horizontal y en altura con respecto a la fuente, y de hasta  $1^\circ$  en posición angular. Su

dosímetros deben calibrarse sobre un maniquí, recomendando la norma el empleo del maniquí ISO de agua de dimensiones exteriores  $30 \times 30 \times 15 \text{ cm}^3$  con paredes de PMMA (polimetilmetacrilato, pared frontal de 2,5 mm de espesor y las restantes de 10 mm). Bajo esas condiciones se pueden aplicar directamente los coeficientes de conversión de fluencia a *equivalente de dosis personal*<sup>2</sup> dependientes del ángulo de incidencia y de la energía de los neutrones [1].

Las condiciones geométricas deben asegurar una irradiación lo más uniforme posible de los dosímetros y del maniquí. Se deben realizar irradiaciones bajo distintos ángulos de incidencia mediante la rotación del maniquí alrededor de un eje vertical que pase por el punto de ensayo. En el caso de dosímetros de pequeño tamaño, como los TLD, se pueden exponer varios simultáneamente siempre que queden situados dentro de un círculo de 15 cm centrado en el maniquí.

## SITUACIÓN EN ESPAÑA

El primer intento firme para llegar a contar con una instalación de calibración en España se está realizando, desde hace dos años, por parte del Departamento de Ingeniería Nuclear de la ETSII-UPM (DIN-UPM), dentro de su participación en el Proyecto de I+D sobre "Dosimetría de Neutrones" del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). Dicho proyecto cuenta también con la participación del Grupo de Dosimetría de las Radiaciones del CIEMAT, el Departamento de Física Teórica, Atómica, Molecular y Nuclear de la Universidad de Valladolid (UVA) y el Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica del Hospital Universitario "Río Hortega" de Valladolid. El objetivo global del Proyecto es el desarrollo de capacidad de medida con técnicas y métodos activos y pasivos diversos para la dosimetría de neutrones, habiéndose elegido métodos de características complementarias, tanto para la

<sup>2</sup> Si bien los coeficientes en la ref.[1] han sido determinados para un maniquí de iguales dimensiones y forma, pero de material sólido equivalente a tejido ICRU, la norma [4] indica claramente que no es preciso introducir correcciones al emplear el maniquí de agua.

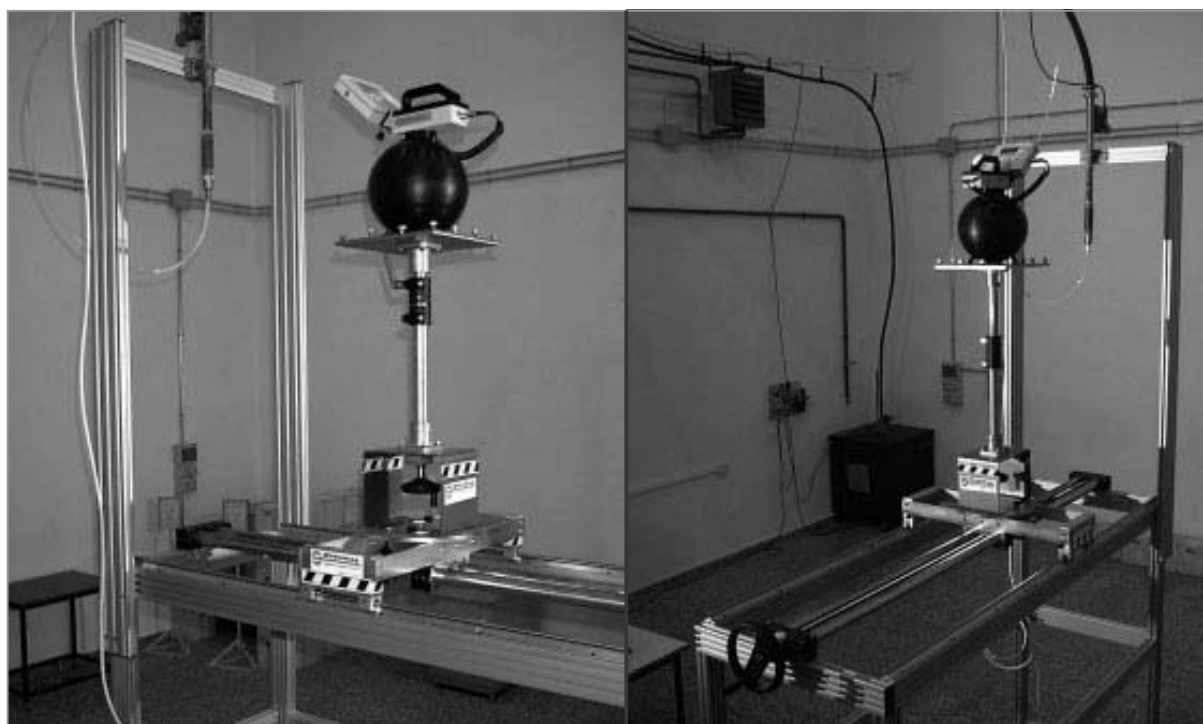


Fig. 5. Vista general de la bancada de irradiación del DIN-UPM, unida al sistema neumático de transferencia de la fuente. En la imagen de la derecha se observa al fondo el contenedor de alojamiento de la fuente.

disposición se estudió tomando como referencia lo especificado en la norma ISO 8529 [2] así como lo observado en los contactos mantenidos con los laboratorios del IRSN y el PTB.

Para poder caracterizar debidamente el campo de radiación existente sobre la bancada, resulta muy útil y neces-

rio realizar cálculos por Monte-Carlo, empleándose como herramienta el código MCNP-4C [10]. Los resultados del cálculo efectuado [11] se presentan en la tabla I, que expresa la tasa de equivalente de dosis ambiental en la zona de la bancada, a distintas distancias. Los valores "en campo libre"

se refieren a una situación ideal en la que la fuente no estuviese rodeada por ninguna estructura. Como se observa, la contribución de la radiación dispersada oscila entre un 0,15 % (a 15 cm de la fuente) y un 24% (a 2m, punto de máxima distancia experimental), lo que satisface holgadamente las recomendaciones de la norma [3].



Fig. 6. Vista de la cuba moderadora, rellena de H<sub>2</sub>O desmineralizada. Sobre ella se observa el sistema de posicionamiento del detector miniatura de BF<sub>3</sub> para medida de neutrones térmicos; a la izquierda, el sistema de toma de datos y el PC que permite controlar la posición del detector y registrar las medidas. También aparece en la foto un veterano dosímetro de neutrones NEMO (de <sup>6</sup>Li(Eu)).

Ello se consigue gracias a las grandes dimensiones de la sala, que permiten ubicar la zona de irradiación, según se ha dicho, bien separada del suelo y de las paredes.

Además del cálculo, la caracterización en curso incluye el empleo de distintos detectores y espectrómetros. En principio, se cuenta con los siguientes equipos de los grupos participantes en el Proyecto:

- Un contador proporcional de <sup>3</sup>He tipo LB6411 [12], calibrado en H\*(10) y moderado con polietileno, que resultará excepcionalmente útil como instrumento de transferencia, dado su uso en los laboratorios de Cadarache (Francia) y PTB (Alemania) (UPM).

- Un espectrómetro de esferas Bonner [13, 14], de polietileno con diámetros desde los 5 cm (2") hasta 30,5 cm (12"); cuenta con un detector de centelleo de <sup>6</sup>LiF, y se le pueden adaptar también grupos de detectores TLD emparejados (TLD-600, TLD-700) (CIEMAT y UVA).

- Un monitor tipo SWENDI2 [15], con detector de <sup>3</sup>He, moderador cilíndrico y una capa de wolframio intermedio que tiene por objeto mejorar la respuesta frente a neutrones de más de 2 MeV (CIEMAT).

- Un contador proporcional equivalente a tejido (TEPC), microdosímetro, que permite estimar simultánea e independientemente magnitudes dosimétricas tales como la dosis absorbida, el factor de calidad efectivo y la dosis equivalente para distintos tipos de radiación [16] (CIEMAT).

- Un sistema de detectores de burbujas de tecnología BDND (Bubble Drop Neutron Detector) [17], que incluye dosímetros personales y un espectrómetro de neutrones en el rango 10 keV - 20 MeV (CIEMAT).



Distancia a la fuente de $^{241}\text{Am-Be}$	$\dot{H}^*(10)$ campo libre	$\dot{H}^*(10)$ total	% debido a la radiación dispersa
15 cm	3,34	3,34	0,15
25 cm	1,20	1,21	0,45
35 cm	0,614	0,619	0,82
50 cm	0,301	0,306	1,65
100 cm	0,0756	0,0805	6,43
150 cm	0,0337	0,0384	13,97
200 cm	0,0190	0,0236	24,01

TABLA I. Componentes de  $\dot{H}^*(10)$  ( $\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$  solo por neutrones) sobre la bancada de irradiación (resultados del cálculo realista con MCNP-4C [11]).

Por otra parte, además de la bancada de precisión, se dispone de un segundo montaje experimental con el que poder irradiar pequeños dosímetros en un campo de neutrones muy termalizado, que se obtiene al poner la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  dentro de  $\text{H}_2\text{O}$ . Se trata de una cuba fabricada en metacrilato, rellena de agua desmineralizada, con forma cilíndrica (45 cm de radio, 80 cm de altura), en cuyo eje se puede situar la fuente de neutrones descubierta o tapada con Cd. Los dosímetros se pueden repartir en distintas posiciones a lo largo de un radio tras encerrarlos en una serie de cajitas herméticas de metacrilato que se colocan dentro del agua con un sistema de posicionamiento manual, distanciadas 1" (2,54 cm) entre sí. El flujo térmico en cada punto de medida se ha determinado experimentalmente mediante un detector miniatura de  $\text{BF}_3$ , dotado de un sistema de posicionamiento de precisión. El conjunto se muestra en la figura 6. En esta instalación se han realizado medidas con TLDs cuyos resultados han sido objeto de una reciente publicación [18]. Con ello se dispone de un campo neutrónico de referencia bien determinado, aunque solo apto para dosímetros o detectores de muy pequeño tamaño, dadas las limitaciones del montaje experimental descrito.

## AGRADECIMIENTOS

Queremos agradecer la colaboración de nuestros compañeros del DIN-UPM que están contribuyendo a que la instalación sea una realidad, en particular a Fernando Pérez y Emilio Mínguez. No queremos olvidar a todos nuestros socios del Proyecto NEUDOS, una larga lista, encabezados por Antonio Delgado como coordinador científico del mismo, ni tampoco al CSN por el patrocinio que viene prestando a esta actividad.

## REFERENCIAS

1. ICRP. International Commission on Radiological Protection, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, Publication 74, Annals of the ICRP, 27-4. Pergamon Press, New York; 1996. (Publicada conjuntamente como publicación 57 por ICRU).
2. ISO, International Organization for Standardization. Reference Neutron Radiations. Characteristics and Methods of Production. ISO-Standard 8529, Part 1; 2001.
3. ISO, International Organization for Standardization. Reference neutron radiations. Calibration Fundamentals of Radiation Protection Devices Related to the Basic Quantities Characterizing the Radiation Field. ISO-Standard 8529, Part 2; 2000.
4. ISO, International Organization for Standardization. Reference Neutron Radiations. Calibration of Area and Personal Dosimeters and Determination of Their Response as a Function of Neutron Energy. ISO-Standard 8529, Part 3; 1998.

5. ICRU, International Commission on Radiation Units and Measurements, Determination of Operational Dose Equivalent Quantities For Neutrons, ICRU Report 66, Journal of the ICRU, Vol. 1 N° 3, Nuclear Technology Publishing; 2001.

6. ISO, International Organization for Standardization. Reference Neutron Radiations: Characteristics, and methods of Production of Simulated Workplace Neutron Field. ISO-Standard NP 12789; 2000.

7. Schwartz, R. B.; Eisenhauer, C. M. The Design and Construction of a  $\text{D}_2\text{O}$ -Moderated  $^{252}\text{Cf}$  Source for Calibrating Neutron Personnel Dosimeters Used at Nuclear Power Reactors. Report NUREG/CR-1204. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington; 1980.

8. Kluge, H. Irradiation Facility with radioactive reference neutron sources: Basic Principles. Report PTB-N-34. PTB, Braunschweig; 1998.

9. ISO International Organization for Standardization (conjuntamente con BIPM, IEC, IFCC, IUPAC, IUPAP, OIML. Guide to the expression of Uncertainty in Measurement; 1993.

10. Briesmeister, J.F. (Ed.). MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C. Report LA-13709-M. Los Alamos National Laboratory; 2000.

11. Gallego, E. Lorente, A., Mínguez, E., Pérez, F., Informe de avance del Proyecto de I+D sobre "Dosimetría Neutrónica" en la UPM (Julio 2001 - Junio 2002), CTN-04/02; 2002

12. Burgkhardt, B. et al. The Neutron Fluence and  $\dot{H}^*(10)$  Response of the New LB 6411 Rem Counter. Rad. Prot. Dosim. 70, pp. 361-364; 1997.

13. Bramblett, R.L. et al. A New Type of Neutron Spectrometer. Nucl. Instrum. Meth. 9, pp. 1-12; 1960.

14. Aroua, A. et al. Improved Neutron Spectrometer Based on Bonner Spheres. Rad. Prot. Dosim. 70, pp. 285-290; 1997

15. Olsher, R.H. et al. WENDI: An Improved Neutron REM Meter. Health Physics, 79(2), pp. 170-182; 2000.

16. Alberts, W.G. et al. International Intercomparison of TEPC Systems Used for Radiation Protection. Rad. Prot. Dosim. 29, pp. 47-53; 1989.

17. D'Errico, F. et al. Active Neutron Spectrometry with Superheated Drop (Bubble) Detectors. Rad. Prot. Dosim. 61, pp. 159-162; 1995.

18. Méndez, R., Iñiguez, M.P., Barquero, R., Mañanes, A., Gallego, E., Lorente, A., Voytchev, M., Response components of  $\text{LiF:Mg,Ti}$  around a moderated Am-Be neutron source, Radiation Protection Dosimetry, 98, 2, pp. 173-178; 2002.

# Dosimetría neutrónica en un acelerador lineal de Radioterapia.

R. Barquero<sup>1</sup>, R. Méndez<sup>2</sup>, M.P. Iñiguez<sup>2</sup>, H.R. Vega-Carrillo<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Hospital Universitario Río Hortega, Valladolid.

<sup>2</sup>Departamento de Física Teórica, Atómica, Molecular y Nuclear. Univ. de Valladolid.

<sup>3</sup>Unidades Académicas de Estudios Nucleares, Ing. Eléctrica y Matemáticas. Univ. Autónoma de Zacatecas, México

## RESUMEN

Mediante una serie de medidas y cálculos Monte Carlo se han determinado las características dosimétricas de los fotoneutrones que se producen en torno a un acelerador lineal de radioterapia de 18 MV, LINAC, marca Siemens modelo Mevatron. Las medidas se realizaron con dosímetros termoluminiscentes TLD 600 y TLD 700 que se expusieron desnudos, emparedados con cubiertas de Cd y Sn, dentro de una esfera de parafina y dentro de esferas Bonner. Mediante dosímetros de burbujas se determinó la dosis por neutrones en un paciente durante el tratamiento.

## INTRODUCCIÓN

La radioterapia utiliza la radiación ionizante para eliminar las células cancerosas, depositando una dosis letal en un volumen localizado, sin afectar el tejido sano que lo rodea, permitiendo así el control o erradicación de la enfermedad [1, 2]. La radioterapia con haces de fotones y electrones, producidos en aceleradores lineales, es la técnica más difundida para el control y el tratamiento de tumores malignos [3, 4].

Las máquinas de radioterapia de rayos X de alta energía que operan a voltajes superiores a 6 MV, generan neutrones mediante reacciones fotonucleares que exponen al paciente a una dosis no despreciable [2, 3, 5]. En general, la producción neutrónica

por reacciones nucleares inducidas por electrones tiene una sección eficaz 1/137 veces la correspondiente a reacciones fotonucleares. En el isocentro, IC, la fluencia de neutrones está dada por la suma de la fluencia de neutrones producidos directamente en el cabezal del acelerador, la fluencia de los neutrones dispersados por los materiales del acelerador y de la sala de tratamiento y la de los neutrones térmicos producidos por la moderación de los anteriores más energéticos [6, 7]. La distribución de la energía de los neutrones emitidos en estos aceleradores está caracterizada por dos componentes: el primero alrededor de 1 MeV debido a la evaporación del núcleo del blanco y el otro, a mayores energías, debida a los neutrones que son extraídos del blan-

## SUMMARY

Dosimetric features of photoneutrons produced around a 18 MV LINAC Siemens model Mevatron have been determined by Monte Carlo calculations and a set of measurements made with thermoluminescent dosimeters TLD 600 and TLD 700. TLDs were used bare, covered with Cd and Sn foils, inside a paraffin sphere and inside Bonner spheres. Also during a patient treatment neutron dose was measured using bubble detectors.

co por reacciones directas. Los neutrones del primer componente son emitidos isotrópicamente mientras que los otros son emitidos preferentemente en la dirección del haz de electrones [4]. Debido a que el espectro neutrónico tiene una alta efectividad biológica se han realizado diversos estudios para 1) determinar las características dosimétricas del campo de neutrones producidos en los aceleradores lineales de radioterapia [6-9], y 2) poder evaluar la dosis por neutrones en los pacientes bajo tratamiento y en el personal que trabaja en la instalación del acelerador [3].

En este estudio se determinaron las características dosimétricas de los neutrones en la sala de tratamiento de un acelerador lineal de 18 MV para radioterapia. La determinación se



realizó mediante una serie de medidas y cálculos Monte Carlo. Además, mediante dosímetros de burbujas se determinó la dosis neutrónica recibida por un paciente durante el tratamiento.

## MATERIALES Y MÉTODOS

### Medidas

El Hospital Universitario de Valladolid instaló en 1993 un acelerador lineal de electrones Siemens modelo Mevatron KD-S que acelera electrones a 6, 8, 10, 12, 14 y 18 MeV. También se utiliza para producir haces de rayos X de 6 y 18 MV cuando los electrones se frenan en un blanco de Au-W. El sistema de colimación permite tener campos de tratamiento que van desde 10 x 10 a 40 x 40

cm<sup>2</sup>. Cuando el acelerador opera a 18 MV se obtiene en el IC una dosis nominal de 180 Gy/h. El acelerador se encuentra en una sala de tratamiento con muros de hormigón de 2.34, 3.68 y 3.73 g/cm<sup>3</sup> y la puerta tiene un blindaje a base de parafina, plomo y cadmio para reducir los niveles de radiación X y neutrones [10].

Para medir la fluencia de neutrones térmicos se utilizó el método de las dobles diferencias [11, 12], utilizando parejas de dosímetros termoluminiscentes TLD 600 y TLD 700 que se expusieron desnudas y emparedadas entre discos de Cd de 3.2 cm de diámetro y 0.05 cm de espesor. Para el caso de los TLD desnudos las cubiertas de Cd se sustituyeron por cubiertas de Sn ya que este material es un débil absorbente de neutrones y permite obtener la condición del equilibrio electrónico para los fotones. Las lecturas correspondientes se realizaron en dos zonas diferentes de la curva de brillo. En la convencional utilizada para fotones (pico 5) y en la denominada del pico de alta temperatura (pico 6), que permite obtener la respuesta neutrónica sin la contribución de fotones [13].

Para determinar la dosis asociada a todos los neutrones se utilizaron parejas de TLD 600 y TLD 700 colocadas en el centro de una esfera de

parafina de 25 cm diámetro, en la Figura 1 puede verse una fotografía del procedimiento.

La dosis de los fotones se determinó directamente de las lecturas de los dosímetros TLD 700.

La calibración de los dosímetros utilizados durante las medidas se realizó con una fuente de <sup>241</sup>Am-Be de 1.05 x 10<sup>11</sup> Bq, que produce 6.32 x 10<sup>6</sup> s<sup>-1</sup> [11].

Las medidas de fluencia térmica se realizaron en el IC y en el punto 13 de la sala, mientras que las medidas de las dosis se realizaron en diversos sitios del plano de la camilla del paciente y del plano del cabezal, con éste en dos posiciones a 0° y a 180° [10]. Para la sala, los resultados recogidos en este trabajo incluyen los correspondientes a 7 puntos del interior de la misma, identificados con los números 11, 12, 13, 14, 15, 16 y 17. Dado el interés de conocer la dosis impartida por los neutrones en el paciente se incluyen las medidas realizadas en el IC, y en otros 6 sitios ubicados en la camilla y que se identifican por los números 20, 21, 22, 23, 24 y 25. La situación de los puntos se muestran en la figura 2.

Los espectros de los neutrones se midieron en 4 sitios dentro de la sala, los puntos 12, 14 y 15 y a 100 cm del cabezal del acelerador a 180°, y en el sitio 2, no mostrado en la figura 2, (plano del cabezal). Para estas medidas se utilizaron 6 esferas de polietileno de 0, 3, 5, 8, 10 y 12" de diámetro con pares de TLDs, 600 y 700, en su centro. La esfera de 0" de diámetro representa los pares de TLDs desnudos. Las diferencias entre los valores de las lecturas de los TLD600 y TLD700 se utilizaron para reconstruir los espectros [14-16].



Fig. 1.- Medida de la dosis equivalente con la esfera de parafina con los TLDs.

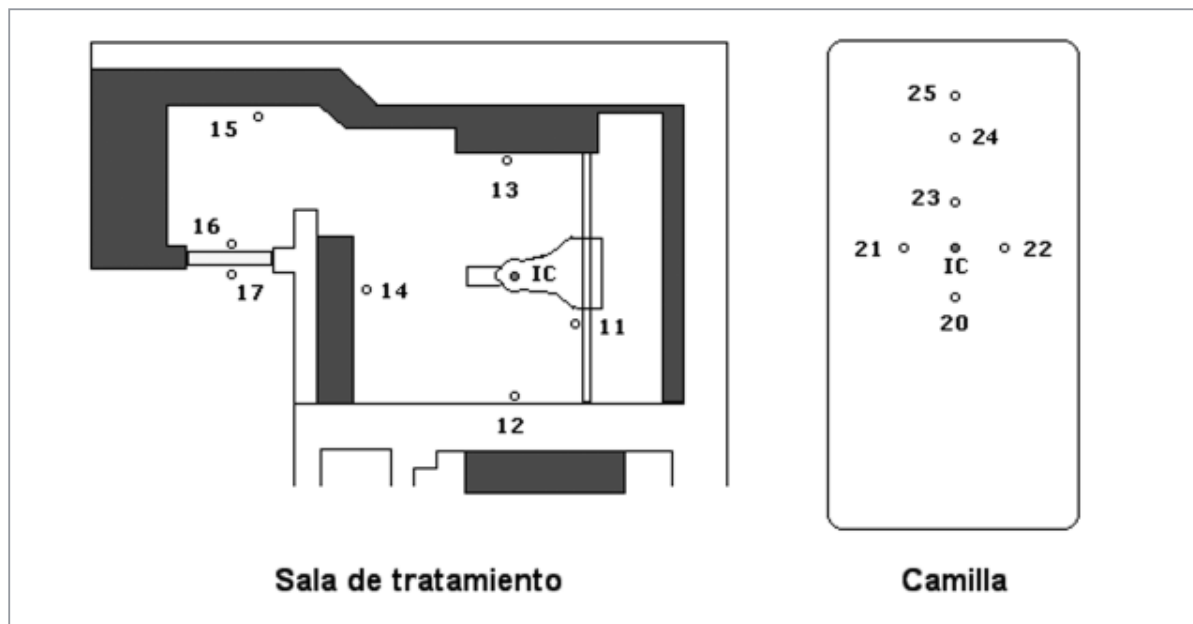


Fig. 2.- Esquema de la sala de tratamiento y la camilla con los puntos donde se realizaron las determinaciones dosimétricas en el plano del paciente.

Dos tipos de dosímetros de burbujas, el BDT con respuesta a neutrones térmicos y el BD-PND con respuesta a neutrones de 0.2 a 14 MeV, se utilizaron para determinar las fluencias de neutrones y la dosis correspondientes en el IC [17-18]. Para esto, se colocaron en el IC dos pares de dosímetros de burbujas y se utilizaron dos regímenes de irradiación, uno con fotones de 18 MV y el otro con electrones de 18 MeV. Este tipo de dosímetros también se utilizaron *in vivo* durante un tratamiento de próstata con 18 MV y con cuatro campos de 40 x 40 cm<sup>2</sup> conformados para el haz de radiación AP, PA, lateral derecho y lateral izquierdo. Los dosímetros se colocaron al nivel del mediastino del paciente.

### Cálculos

Para el cálculo del transporte de los neutrones dentro del bunker se utilizó el código Monte Carlo MCNP 4B, con las secciones eficaces de los materiales de las bibliotecas ENDF-B/6 y NJOY [19]. El cabezal del acelerador se modeló como una esfera de 30 cm de radio de W en cuyo centro

surge el término fuente para neutrones definido por un espectro de evaporación. Los espectros utilizados como término fuente para el caso de los neutrones y los rayos X se muestran en la figura 3. La sala se modeló como un paralelepípedo regular de 900 x 580 x 250 cm<sup>3</sup> con muros de hormigón y se calcularon los espectros de neutrones con detectores de anillo. Los espectros calculados permitieron la determinación de las dosis por neutrones utilizando factores de conversión de fluencia a dosis [20].

### RESULTADOS

#### Medidas

La fluencia de neutrones térmicos en el punto 13 medido con las técnicas del pico 5 y del pico 6, es de  $2.40 \times 10^4 \pm 3\% \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ .

La dosis debida a neutrones y a fotones por Gray de tratamiento medidas en la sala y en la camilla se muestran en la Tabla I. En ésta, se observa que en la camilla las dosis por neutrones son prácticamente iguales en todos los puntos excepto en los puntos 23 e IC, en donde la intensidad de fotones produce el ensombrecimiento de la señal de neutrones en los TLDs. Por ello no fue posible, con esta técnica, realizar las medidas en esos puntos. Mediante los detectores de burbujas en el IC y con el acelerador a 18 MV se obtuvieron fluencias de neutrones térmicos y rápidos de  $7.31 \times 10^5 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$  y de  $4.02 \times 10^5 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$  respectivamente que producen una dosis de 3.65 mSv/Gy. Con el acelerador funcionando con electrones de 18 MeV, las fluencias de neutrones térmicos y rápidos obtenidas en el

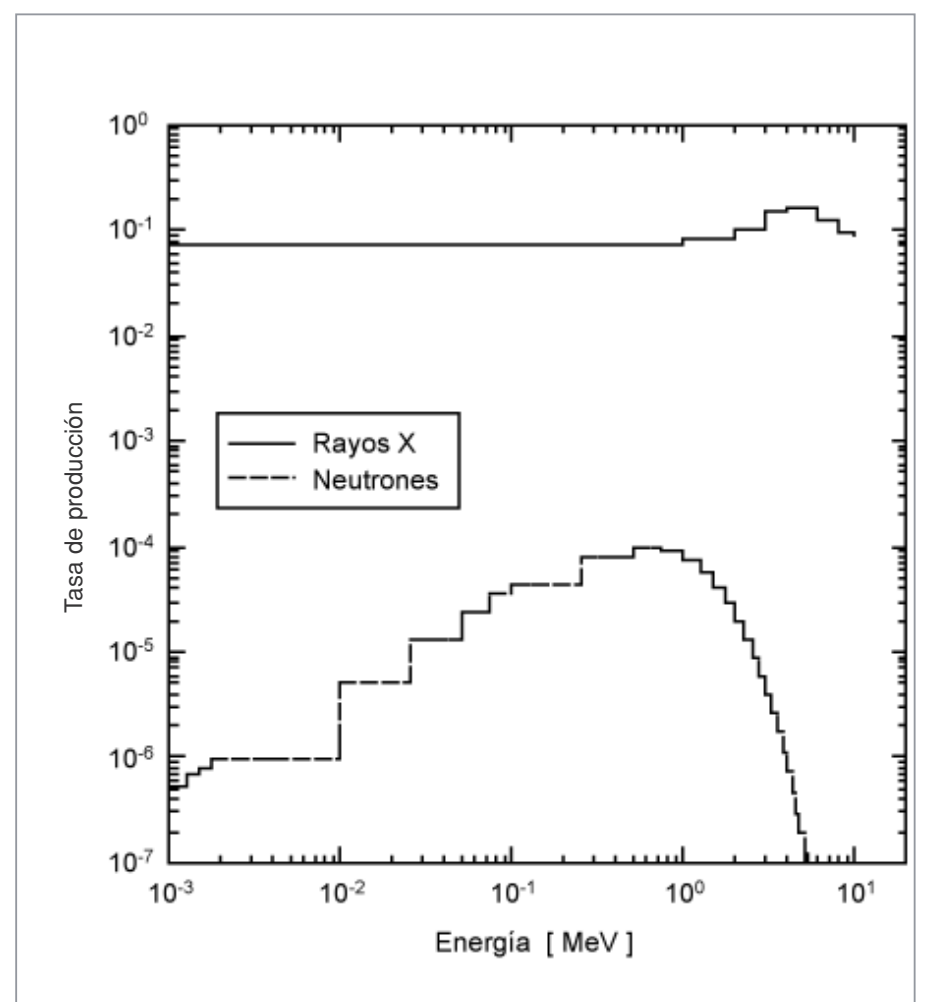


Fig. 3.- Espectros utilizados como términos fuente en los cálculos Monte Carlo.

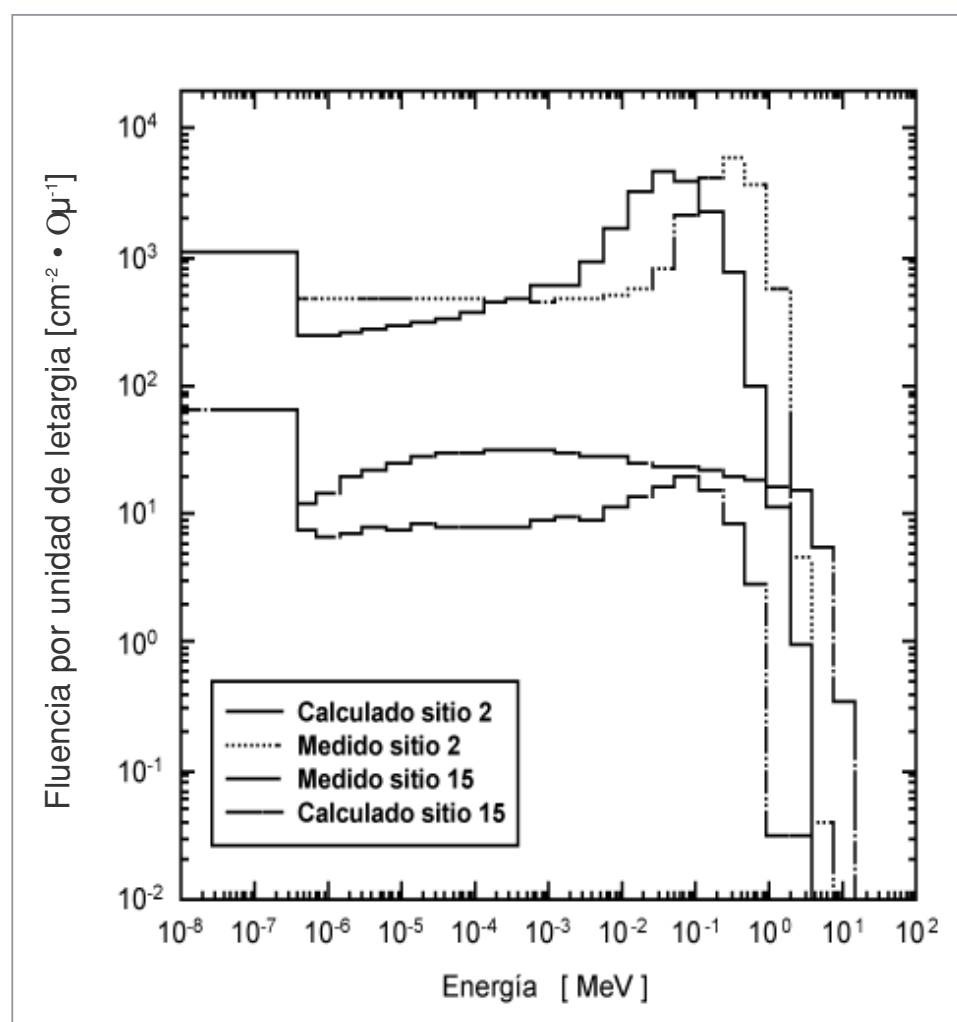


Fig. 4.- Espectros medidos y calculados de neutrones en los sitios 2 y 15 en la sala de tratamiento.

IC fueron de  $2.44 \times 10^6 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  y de  $1.61 \times 10^5 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ , respectivamente, que depositan una dosis de 2.41 mSv/Gy.

Los resultados de las dosis debidas a los neutrones, obtenidos con los dosímetros de burbujas ubicados sobre el paciente, se muestran en la Tabla II. Después de una serie de sesiones que permitieron completar 25 Gy en el tumor, el paciente recibió 24.9 mSv por neutrones [10].

### Cálculos

Mediante cálculos Monte Carlo se determinaron los espectros de los neutrones en los cuatro sitios donde se midieron, pudiendo ver en la Figura 4 los espectros calculados y medidos en los sitios 2 y 15. En el punto 2 la estructura del espectro medido muestra un pico en torno a 0.2 MeV y a mayores energías conserva la estruc-

tura del espectro de evaporación, mostrando también la presencia de neutrones epitérmicos y térmicos, que se deben a la degradación de energía de los neutrones que salen del cabezal e interactúan con el entorno del bunker. El espectro calculado tiene aproximadamente la misma estructura con la excepción de que el pico aparece en torno a 0.05 MeV. El espectro medido en el punto 15 presenta una estructura prácticamente constante en la zona epitérmica y rápida y muestra un máximo en la zona térmica, observándose el mismo efecto en el espectro calculado, con la excepción de que en éste se mantiene un pico en 0.1 MeV. Las diferencias observadas, probablemente, se deben en todos los casos a que en la simulación no se consideró la componente directa de extracción del blanco productor de neutrones.

Sitio	Dosis por neutrones [mSv/Gy]	Dosis por fotones [mSv/Gy]
11	$0.19 \pm 0.05$	$0.53 \pm 0.05$
12	$0.13 \pm 0.03$	$0.23 \pm 0.02$
13	$0.16 \pm 0.03$	$0.31 \pm 0.03$
14	$0.04 \pm 0.007$	$0.07 \pm 0.007$
15	$0.01 \pm 0.002$	$0.02 \pm 0.002$
16	Fondo	Fondo
17	Fondo	Fondo
20	$0.22 \pm 0.12$	$4.23 \pm 0.18$
21	$0.78 \pm 0.22$	$8.44 \pm 0.42$
22	$0.45 \pm 0.23$	$5.94 \pm 0.30$
23	Imposible medir	$27.95 \pm 2.01$
24	$0.45 \pm 0.11$	$3.47 \pm 0.17$
25	$0.30 \pm 0.16$	$1.70 \pm 0.18$
IC	Imposible medir	$982.2 \pm 22.3$

Tabla 1.- Dosis por neutrones y fotones medidas con la esfera de parafina y pares de TLDs en la sala de tratamiento.

### CONCLUSIONES

Los aceleradores lineales que utilizan haces de electrones o rayos X para radioterapia y que operan a energías superiores a 8 MV producen campos de neutrones que imparten dosis a los pacientes del orden de los mSv por Gy de tratamiento. En este estudio se aplicaron 4 métodos de medida con dosímetros termoluminiscentes del tipo TLD600 y TLD700 para determinar diferentes magnitudes dosimétricas de los neutrones producidos en un acelerador lineal. La medida de estas dosis está limitada por el campo intenso de fotones que se utilizan durante los tratamientos, por lo que en las proximidades del haz primario resulta adecuado obtener las fluencias de neutrones leyendo los dosímetros en el pico de alta temperatura de la curva de brillo. La determinación de las dosis equivalentes en las proximidades del haz primario se realiza, en forma simple, mediante el

Campo aplicado a nivel de pelvis 40 x 40 cm <sup>2</sup>	Dosis aplicada al tumor [Gy]	Dosis equivalente debida a los neutrones. [mSv/Gy]
AP	0.57	0.53
PA	0.71	0.01
LD	0.72	0.15
LI	0.57	0.30

Tabla II.- Dosis por neutrones recibidas por un paciente durante el tratamiento de cáncer de próstata con los dosímetros de burbujas ubicados a nivel del mediastino.

uso de una esfera de parafina con pares de TLDs ubicados en su centro. El empleo de la técnica de la diferencia de las lecturas de pares de TLDs como detector de neutrones térmicos, en el centro de un conjunto de esferas moderadoras de diferente diámetro, permite la obtención de los espectros de neutrones y, utilizando los valores de conversión de fluencia a dosis, permite determinar la dosis por neutrones. Esta serie de medidas se complementan con los cálculos Monte Carlo que permiten obtener espectros y dosis debidos a neutrones y fotones. Con estos espectros y los valores experimentales se obtiene una tasa de emisión de neutrones de  $4.14 \times 10^{10} \text{ s}^{-1}$ , que resulta 0.33 veces inferior al valor suministrado por el fabricante.

El uso de dosímetros de burbujas permite determinar las dosis directamente con sólo contar las burbujas inducidas, sin embargo su utilización debe ser cuidadosamente analizada ya que resulta difícil su recuento cuando la cantidad de burbujas es superior a 60.

### AGRADECIMIENTOS

Se agradece al CSN su financiación, la colaboración, estímulo y apoyo constantes del CIEMAT y la ETSII (UPM, Madrid), y el soporte téc-

nico de los Servicios de Radioterapia y de Radiofísica y Protección Radiológica de los Hospitales Universitarios de Valladolid.

### REFERENCIAS

- [1] Lenox A.J. Accelerators for cancer therapy, *Radiat Phys Chem* 61: 223-6; 2001.
- [2] Nath R., Epp E.R., Laughlin J.S., Swanson W.P. Bond V.P. Neutrons from high energy x-ray medical accelerators: An estimate of risk to the radiotherapy patient, *Med Phys* 11: 231-1; 1984.
- [3] McGinley P.H., Wood M., Mills M. Rodriguez R. Dose levels due to neutrons in the vicinity of high-energy medical accelerators, *Med Phys* 3: 397-2; 1976.
- [4] Ognaro C., Zanini A., Nastasi U., Ródenas J., Ottaviano G. Manfredotti C. Análisis of photoneutron spectra produced in medical accelerators, *Phys Med Biol* 45: L55-1; 2000.
- [5] Price K.W., Nath R. Holeman G.R. Fast and thermal neutron profiles for a 25-MV x-ray beam, *Med Phys* 5: 285-9; 1978.
- [6] Lin J.-P., Chu T.-Ch., Lin S.-Y. Liu M.-T. The measurement of photoneutrons in the vicinity of a Siemens Primus linear accelerator *Appl Radiat Isot* 55: 315-1; 2001.
- [7] McGinley, P.H. Shielding techniques for Radiation Oncology Facilities. Pp: 55-58. Medical Physics Pub Corp. Madison WI USA, 1998.
- [8] Mao X.S., Kase K.R., Liu J.C., Nelson W.R., Kleck J.H. Johensen S. Neutron sources in the Varian Clinac 2100C/2300C medical accelerator calculated by the EGS4 code, *Health Phys* 72:524-9; 1997.
- [9] Agosteo S., Para A.F., Maggioni B., Sangiust V., Terrani S. Borasi, G. Radiation transport in a radiotherapy room, *Health Phys* 68: 27-4; 1995.
- [10] Barquero R. Medida y simulación de los fotoneutrones de un acelerador de radioterapia, Memoria presentada para optar al grado de Doctor en Ciencias Físicas, Facultad de Ciencias de la Universidad de Valladolid, 2002.
- [11] Méndez R., Iñiguez M.P., Barquero R., Mañanes A., Gallego E, Lorente A. Voytech, M. Response components of LiF:Mg,Ti around a moderated Am-Be neutron source, *Radiat Prot Dosim* 98: 173-8; 2002.
- [12] Barquero R., Méndez R., Iñiguez M.P., Vega-Carrillo H.R., Voytech M. Thermoluminescence measurements of neutron dose around a medical Linac, *Radiat Prot Dosim* 101: 493-6; 2002.
- [13] Mukherjee B., Clerke E., Kron T., Application of lithium fluoride dosimeters (TLD-600) in the photoneutron field mapping of a medical linear accelerator, *Radiat Prot Dosim* 66: 255-258; 1996.
- [14] Vega-Carrillo H.R. Iñiguez M.P. Catalogue to select the initial guess spectrum during unfolding, *Nucl Instrum Meth Phys Res A* 476: 270-2; 2002.
- [15] Vega-Carrillo H.R. TLDs pairs, as thermal neutron detector, in neutron multisphere spectrometry, *Radiat Meas* 35: 251-4; 2002.
- [16] Vega-Carrillo H.R. Neutron energy spectra inside a PET cyclotron vault room, *Nucl Instrum Meth Phys Res A* 463: 375-6; 2001.
- [17] Burgois L. Delacroix D. Ostrowsky A. Use of bubble detectors to measure neutron contamination of a medical accelerator photon beam, *Radiat Prot Dosim* 74: 239-6; 1997.
- [18] D'Errico F, Luszik-Bhadra M, Nath R. Siebert B.R.L. Wolf U. Depth dose-equivalent and effective energies of photoneutrons generated by 6-18 MV X-ray beams for radiotherapy, *Health Phys* 80: 4-11; 2001
- [19] Briesmeister, J (ed) MCNP™ A general Monte Carlo N-particle transport code, Los Alamos National Laboratory report LA 12625; 1997
- [20] Conversión coefficients for use in radiological protection against external radiation, International Comisión on Radiological Protection report 74. Pergamon Press, Elmsford, New York, 1995.





## LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL VI PROGRAMA MARCO DE LA CE

Las actividades de investigación y desarrollo en Protección Radiológica dentro del VI Programa Marco de la CE están incluidas, como en programas anteriores, en el Programa Específico de EURATOM "Research and Training on Nuclear Energy 2002-2006". Este Programa Específico agrupa tres áreas temáticas prioritarias: 1) Fusión Termonuclear Controlada, 2) Gestión de Residuos Radiactivos y Protección Radiológica, y 3) Otras Actividades en Seguridad y Tecnología Nuclear. Los nuevos instrumentos de gestión incorporados al VI Programa Marco (Proyectos Integrados y Redes de Excelencia) serán utilizados, prioritariamente, desde el principio del Programa, aunque también se mantendrán los utilizados en los programas previos (Proyectos específicos de investigación orientada, Acciones coordinadas, etc.).

Centrándonos en el contenido técnico concerniente específicamente a *Protección Radiológica*, cuyo principal reto es resolver las incertidumbres relativas al riesgo procedente de las exposiciones debidas a dosis bajas y prolongadas de radiación tales como las típicamente encontradas en el medio ambiente y en los lugares de trabajo, se identifican los siguientes campos de actuación:

### • **Cuantificación de los riesgos asociados con exposiciones bajas y prolongadas**

Con el objetivo marcado en el título, la investigación se centrará en estudios epidemiológicos de poblaciones expuestas y en la investigación en biología molecular y celular sobre la interacción entre la radiación y el ADN, las células, los órganos y el cuerpo humano.

Es presumible que la primera convocatoria de propuestas, prevista para diciembre de 2002, contemple la línea de investigación en biología molecular y celular sobre los efectos de las dosis bajas y prolongadas (como Proyecto Integrado), dejando para sucesivas convocatorias el tema de estudios epidemiológicos e investigación en biología molecular y celular.

### • **Exposiciones médicas y fuentes naturales de radiación**

Su objetivo es reforzar la seguridad y eficacia de los usos de la radiación con fines médicos y comprender, evaluar y gestionar mejor las fuentes de radiación natural. Las áreas de investigación se centrarán en los usos médicos de la radiación para diagnóstico y terapia y en los materiales radiactivos naturales (NORM).

Se prevé que la primera convocatoria se dirija a los temas de seguridad y eficacia de la tomografía computarizada (Proyecto específico de investigación orientada) y de otras técnicas de imagen (Acción coordinada), mientras que futuras convocatorias cubran los aspectos de terapia y los de NORM (éste último como red de excelencia)

### • **Protección del medio ambiente y radiología**

Su objetivo es establecer una base conceptual y metodológica para la protección del medio ambiente y evaluar y gestionar mejor el impacto de las fuentes naturales y artificiales de radiación sobre el hombre y el medio ambiente. En la primera convocatoria se espera que se incluya el tema referente a la protección radiológica del medio ambiente (Proyecto específico de investigación orientada), dejando para las futuras la creación de una red que integre la investigación en radiología con el fin de mantener y reforzar la competencia existente en el tema y responder eficazmente a las necesidades actuales y futuras.

### • **Gestión de riesgos y emergencias**

Su objetivo es el desarrollo de mejores aproximaciones al manejo de riesgos y

conseguir una gestión de las emergencias externas en Europa más coherente y eficaz, incluyendo la rehabilitación de áreas contaminadas. Las áreas de trabajo se centrarán en a) *mejores aproximaciones a la evaluación y gestión de riesgos* que puedan encontrar una amplia aceptación técnica y social, a la vez que contribuir a un uso más racional de los recursos para la seguridad nuclear y b) *investigación, desarrollo y demostración* capaces de demostrar mejoras en la eficacia y coherencia de la gestión de las emergencias en Europa.

En la primera convocatoria se incluirá el tema de gestión de las emergencias externas (Proyecto Integrado), quedando para las posteriores el de manejo de riesgos nucleares.

### • **Protección en los lugares de trabajo**

Su objetivo es mejorar la monitorización y la gestión de las exposiciones ocupacionales en las industrias con actividades que impliquen exposición a las radiaciones. Este área no será objeto de la primera convocatoria. En las siguientes, es presumible la solicitud de formación de una red que integre la investigación en este campo con el fin de mantener y reforzar la competencia existente en el tema y responder eficazmente a las necesidades actuales y futuras.

Respecto a la *Gestión de Residuos Radiactivos*, se reconoce que, en particular, la ausencia de una aproximación que goce de un amplio consenso en lo relativo a la gestión y almacenamiento definitivo de los residuos de larga vida en formaciones geológicas, es el principal impedimento para el uso futuro y continuado de la energía nuclear. Cualquiera que sea el método de tratamiento elegido para el combustible gastado y los residuos de alta actividad, será necesario un almacenamiento geológico. La investigación no puede asegurar por sí sola la aceptación social, aunque es necesaria para desarrollar y comprobar las tecnologías de almacenamiento, buscar emplazamientos adecuados, promover la comprensión científica básica en relación con la seguridad y los métodos de evaluación de la seguridad y desarrollar un proceso de decisión que sea bien percibido por todos los agentes implicados. También se considera la necesidad de investigación

dirigida a explorar el potencial técnico y económico de los conceptos para generación de energía nuclear que hagan mejor uso del material fisible y generen menos residuos. El contenido técnico del Programa contempla los siguientes campos de actuación específicos:

• **Almacenamiento geológico**

Se prevé que en la primera convocatoria aparezcan los siguientes temas: a) integración de la investigación europea sobre almacenamiento geológico (Red de excelencia), b) integración de la investigación europea sobre actínidos (Red de excelencia), c) modelización física y numérica de los procesos clave en el campo próximo (Proyecto integrado), d) desarrollo y comprobación de conceptos y tecnologías en laboratorios subterráneos (Proyecto integrado) y e) mejora del proceso de gestión de los almacenamientos geológicos que aumente la comprensión y aceptación pública (Proyecto específico de investigación orientada o acción coordinada)

• **Separación y transmutación y otros conceptos que produzcan menos residuos en la generación de energía nuclear**

En la primera convocatoria es presumible la inclusión de la separación de actínidos y otros productos de fisión de los residuos de alta actividad para su transmutación o acondicionamiento en matrices estables (Proyecto integrado) y el impacto de la separación y transmutación (Proyecto específico de investigación orientada o acción coordinada).

**OBJETIVOS Y CONTENIDOS DE LOS PROYECTOS DE INVESTIGACIÓN QUE PROMUEVE ENRESA EN EL CAMPO DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA**

(Situación a Diciembre 2002)

**Introducción**

Desde su creación, ENRESA ha venido promoviendo y patrocinando proyectos de Investigación, como parte esencial de su actividad, para la gestión segura y eficaz de los residuos radiactivos en España. En la actualidad está finalizándose el cuarto

plan plurianual de I+D y ya está configurándose el quinto, siempre en estrecho contacto con el marco internacional (muy particularmente los programas de la Unión Europea) y utilizando recursos y capacidades nacionales existentes hasta donde ello es posible.

El objetivo general de todos los proyectos que ENRESA promueve está relacionado con el cumplimiento de sus responsabilidades, que básicamente se refieren a la gestión de los residuos radiactivos y, dentro de ella, con la concepción de los sistemas e instalaciones para la gestión y con la evaluación de su nivel de seguridad, de acuerdo con los estándares internacionales aplicables.

Por tanto, todos o gran parte de los proyectos de investigación que ENRESA promueve tienen relación, más o menos directa, con la protección radiológica. No obstante, y por razones de concreción y cercanía, se destacan a continuación solamente aquellos que se circunscriben a dos de las líneas temáticas que configuran el Plan de I+D de ENRESA y que se refieren a:

- Control y restauración ambiental.
- Protección radiológica.

Conviene resaltar que la información que sigue sólo recoge una fotografía actual y que obviamente no puede ofrecer todo el panorama de casi quince (15) años de esfuerzos en investigación, en líneas bastante estables con el tiempo, que han permitido, sin género de dudas, contribuir a incrementar las capacidades nacionales en las correspondientes materias y a elevar su posición en el panorama científico internacional.

**Resumen de proyectos en curso en diciembre de 2002**

1. FASSET: Framework for Assessment of Environmental Impact.

Se trata de un Proyecto de investigación incluido en el V Programa Marco de la UE, cuyo objetivo principal es la creación de un marco coherente para evaluar los efectos de las radiaciones sobre los ecosistemas, que podría complementar al sistema actual de protección radiológica basado en la protección al hombre. Este marco debe proveer un sistema que vincule los esce-

narios de liberación y las vías de exposición con las dosis y los efectos en los diversos niveles de organización biológica. El Proyecto esta dividido en 4 grupos de trabajo (WP) con sus actividades asociadas:

- WP1 – Modelos dosimétricos para organismos de referencia.
- WP2.- Vías de exposición.
- WP3.- Efectos de las bajas tasas crónicas de dosis en la biota.
- WP4.- Marco para la evaluación del impacto radiológico en el medio ambiente.

El CIEMAT participa en las cuatro áreas con un equipo de trabajo coordinado por David Cancio e integrado por profesionales de las áreas de Dosimetría y de Impacto Radiológico Ambiental.

El proyecto FASSET dispone de una pagina web propia ([www.fasset.org](http://www.fasset.org)), a la que se puede acceder para consultar toda la información relevante relacionada con el mismo, así como a la versión pdf de los distintos informes que se van incluyendo en la misma a medida que están disponibles.

Este proyecto, en el que participan instituciones de seis países europeos, se ha convertido en una referencia a escala mundial. Su importancia deriva de los desarrollos que se requieren para crear un sistema adecuado para tratar el impacto radiológico sobre el medio ambiente.

2. PROYECTO COMRA. Comportamiento de Radionucleidos en la Biosfera.

Los objetivos principales de este Proyecto son: a) el desarrollo de modelos de transferencia de radionucleidos en biosfera, tanto para radionucleidos especiales (importantes desde el punto de vista de los resultados obtenidos en las evaluaciones del comportamiento y seguridad), como para radionucleidos naturales, a partir de la utilización de datos experimentales, y b) la actualización de bases de datos sobre parámetros de caracterización de sistemas biosféricos y de transferencia de radionucleidos entre distintos componentes del sistema biosféricos.

El proyecto está dividido en las siguientes actividades: a) desarrollo de modelos de transferencia en biosfera

para radionucleidos especiales, desde el punto de vista de su contribución a la dosis radiológica; b) desarrollo y validación de modelos de transporte de radionucleidos naturales en cuencas reales, basados en datos experimentales, y c) actualización de la base de datos paramétrica VALORA-PDB, propiedad de ENRESA y CIEMAT.

Con relación a la Actividad a), se ha llevado a cabo una clasificación de radioisótopos a partir de los análisis de evaluación del comportamiento, identificando las razones de dicha importancia. Se han seleccionado: I-129, Tc-99, Th-230, Np-237 y Cl-36, y se han desarrollado modelos específicos para Tc-99 y I-129.

En lo que se refiere a la Actividad b) se ha desarrollado un modelo de transporte, de tipo determinista, y se ha implementado en el código de cálculo AMBER.

Por último, en la Actividad c) han sido introducidos parámetros procedentes de diversas fuentes de datos: del escenario climático desarrollado para el ejercicio de evaluación ENRESA 2000; del proyecto TARRAS; parámetros de transferencia del IAEA-TRS 364, y del ejemplo ERB2B del proyecto BIOMASS del OIEA.

Como acciones futuras a realizar dentro del Proyecto se prevén:

- 1º. Definición de datos específicos necesarios para radionucleidos significativos desde el punto de vista de su contribución a la dosis y de los procesos implicados: estudio del Cl-36; modelización matemática de la vía de inhalación para Np-237 y Th-230, y estudio de particularidades de las series del Uranio en cuanto a parametrización y modelización.
- 2º. Modelización del transporte de radionucleidos naturales en la cuenca de un arroyo concreto, considerando rangos de incertidumbre de los parámetros con mayor influencia en los resultados del modelo.
- 3º. Actualización de la base de datos VALORA con los resultados obtenidos en varios proyectos internacionales.
- 4º. Participación en el nuevo Proyecto de investigación coordinado por el OIEA sobre modelización en Radioecología, denominado EMRAS (Environmental Modelling for RADIation Safety).

### 3. PROYECTO CPR: Estudios de soporte sobre Criterios y Aplicaciones de la Protección Radiológica

En este Proyecto cuyo ejecutor es el Grupo de trabajo de Impacto Radiológico Ambiental del CIEMAT, se identifican dos líneas de actuación diferentes:

Por una parte se trata de mantener una actualización constante del estado de desarrollo de los criterios fundamentales de la Protección Radiológica y de su aplicación, prestando especial atención a los problemas prácticos y a su influencia en los desarrollos normativos y la demostración de su cumplimiento. Para conseguir este objetivo se lleva a cabo un continuo seguimiento de los desarrollos de las organizaciones relevantes tales como ICRP, OIEA, NEA/OCDE, UE (Tratado EURATOM), UNSCEAR, y se participa activamente en Comités, Grupos de Expertos, Reuniones Científicas, etc., en los que la Protección Radiológica sea el tema de base, ya sea tratada conceptualmente o aplicada a la gestión de residuos radiactivos, a la protección del medio ambiente, o a cualquier otro área de interés.

Por otra parte este Proyecto se ocupa de propiciar y apoyar la colaboración con las universidades nacionales para la obtención de parámetros y datos en las condiciones españolas para su utilización en las evaluaciones de dosis, ya que estas instituciones constituyen un marco especialmente adecuado para llevar a cabo desarrollos experimentales y trabajos de investigación en el área del estudio del comportamiento de los radionucleidos. Además, se presta asesoramiento a ENRESA, puntualmente y según necesidades, en temas de protección y seguridad radiológica.

### 4. ACUERDO ENRESA/UNIVERSIDAD DE SEVILLA:

Dentro del Acuerdo de colaboración en vigor, el Dptº de Física Atómica, Molecular y Nuclear de la Facultad de Física de la Universidad de Sevilla, desarrolla el Proyecto titulado "Estudios experimentales y de modelización sobre los mecanismos de transporte reactivo y diseminación de radionucleidos naturales y artificiales en sistemas acuáticos y en suelos agrícolas".

Los objetivos del mismo tienden al conocimiento de los mecanismos que rigen la transferencia de radionucleidos naturales y artificiales en el medio acuoso y en los suelos agrícolas, y a implementar la formulación de los mismos en modelos cuyos resultados podrán contrastarse con datos experimentales. Se desarrollan cuatro bloques de actividades:

- 1º. Estudios experimentales de las reacciones electrolíticas de radionucleidos naturales y artificiales en suspensiones acuosas y en medios porosos saturados.
- 2º. Estudio de la evolución de las concentraciones de radionucleidos naturales en los distintos compartimentos naturales de la Ría de Huelva, con las nuevas prácticas de vertidos de la industrias de fertilizantes.
- 3º. Estudio de la dinámica de radionucleidos naturales en suelos salino-sódicos drenados de las marismas del Guadalquivir, sometidos a enmiendas con fosfoyeso.
- 4º. Estudios de modelización de los procesos de transporte reactivo de especies radiactivas en sistemas acuáticos y medios porosos.

A fecha actual ha sido completado un amplio estudio experimental y teórico sobre las reacciones electrolíticas del  $^{133}\text{Ba}$  (análogo del  $^{226}\text{Ra}$ ) en suspensiones de sedimentos con muestras del estuario de los ríos Tinto y Odiel. También se han realizado experimentos de absorción por sedimentos, tanto desde el punto de vista de la cinética del proceso como de la absorción total y su distribución en profundidad.

Se ha avanzado notablemente en la generación de nuevos datos experimentales sobre concentraciones de radionucleidos en la Ría de Huelva, datos que han servido para adaptar y calibrar modelos de dispersión.

Con respecto a las marismas de Lebrija, se ha llevado a cabo una primera valoración de los niveles y flujos de radionucleidos asociados a la aplicación del fosfoyeso como enmienda de los suelos salino-sódicos de las marismas (concentraciones en suelo, planta y aguas de drenaje y flujos asociados a los insumos y al drenaje).

El desarrollo de los trabajos de modelización ha sido igualmente notable, en especial el desarrollo de modelos para la Ría de Huelva compatibles con los requerimientos para la evaluación de dosis. Así mismo está siendo muy destacado el desarrollo y perfeccionamiento de técnicas de modelización aplicadas a otros escenarios.

## 5. ACUERDO CON LAS UNIVERSIDADES DE EXTREMADURA/ PAÍS VASCO (Facultad de Veterinaria, Dptº de Física y Escuela Superior de Ingenieros Industriales, respectivamente)

Dentro del Acuerdo de colaboración en vigor se ha desarrollado el Proyecto: "Estudio de la adaptación de los procedimientos tipo de potabilización para aumentar la eficacia en la descontaminación radiactiva de los recursos hídricos", cuyo objetivo es el desarrollo y puesta a punto de un conjunto de procedimientos que permitan hacer frente a una posible contaminación radiológica, tanto de origen natural como de origen artificial, de los recursos hídricos que abastecen a una población.

El Proyecto constó de una primera etapa experimental que consiste en la realización en el laboratorio de ensayos de potabilización sobre aguas previamente trazadas con isótopos radiactivos ( $^{241}\text{Am}$ ,  $^{85}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{233}\text{U}$ ), y posterior análisis de los resultados. Posteriormente se seleccionaron aguas naturales con las que trabajar en los ensayos previstos para la segunda etapa experimental, en la que se realizó la validación de los resultados obtenidos en la primera fase del estudio para el caso de aguas naturales no artificialmente tratadas.

Una vez analizados los resultados obtenidos en esta segunda etapa, se propusieron tratamientos y parámetros a ensayar en la tercera etapa experimental, en la cual se procedió a construir una planta de tratamiento a escala y a determinar las aguas sobre las que se realizó el ensayo. Finalmente, se llevó a cabo validación en planta piloto, de los resultados obtenidos durante el desarrollo del Proyecto.

A principios de 2002 ha sido presentada a consideración del CSN y de ENRESA una "Propuesta de modificacio-

nes operativas para eliminar durante el proceso de potabilización los contenidos radiactivos, potenciales o reales, de las aguas de consumo", que a la fecha presente ha sido aprobada por ENRESA y está en el proceso final de evaluación y decisión en el CSN. Su duración sería de tres años.

## 6. PROYECTO VULNES: Vulnerabilidad específica de sistemas agrícolas españoles

El objetivo de este proyecto, que lleva adelante el Grupo CIEMAT de Protección Radiológica por Intervención, es determinar la vulnerabilidad específica de los sistemas agrícolas españoles. Ello supone la incorporación de los procesos de transferencia suelo-planta a los índices de vulnerabilidad obtenidos previamente, de modo que pueda evaluarse el impacto radiológico a través de la cadena alimentaria, de un modo rápido y eficaz.

La consecución de este objetivo permitirá conocer aquellos sistemas agrícolas españoles que tendrían un mayor impacto radiológico a la población por ingestión de productos agrícolas contaminados. Asimismo, proporcionará una base de datos integrada que contemple los distintos tipos de suelos peninsulares asociados a los correspondientes usos del suelo. Todo ello resulta de relevancia ante la selección de estrategias frente a una potencial restauración de zonas contaminadas tras un accidente nuclear o radiológica de entidad.

Este objetivo implica la realización de las siguientes tareas:

- Clasificación de los suelos peninsulares españoles atendiendo a los usos del suelo, mediante la integración en una base de datos común, tanto la base de datos asociada al Mapa de suelos de las Comunidades Europeas, como la del Mapa de Usos del suelo CORINE. Esto conducirá a la clasificación de los tipos de suelos peninsulares atendiendo a los usos del suelo, favoreciendo la selección de aquellos binomios suelo-uso adecuados para alcanzar el objetivo del proyecto.

- Estudio preliminar del comportamiento del contaminante en la zona radicular

del suelo, a partir de los parámetros edafológicos de influencia en el comportamiento de los radionucleidos en el suelo, ya identificados en el proyecto anterior VULNERABILIDAD.

- Estimación de la contaminación radiológica en sistemas agrícolas vía cadena alimentaria, mediante la identificación de los parámetros que participan en la transferencia suelo-planta, y su incorporación a la metodología de estimación de los índices de vulnerabilidad en los binomios suelo-uso seleccionados.

- Integración del uso del suelo en la vulnerabilidad radiológica de los suelos peninsulares, que permitirá determinar los nuevos índices de vulnerabilidad asociados al uso de suelo correspondiente. Estos nuevos índices serán, por una parte, indicadores de la potencialidad del suelo a transferir la contaminación, y por otra permitirán evaluar la transferencia de los radionucleidos en función del uso del suelo.

- Estudio en detalle de una zona concreta que se seleccionará atendiendo a los resultados obtenidos de la combinación de índices de vulnerabilidad, tipo de suelo y uso del mismo. Se hará una valoración de los resultados obtenidos con respecto a los obtenidos en toda la Península.

A finales de 2002, se han desarrollado ya las dos primeras tareas indicadas y está en fase de ejecución la tercera, y programada la cuarta.

## 7. DOSIN: Comparación de técnicas "in-vivo e in vitro" para la medida de contaminación interna por actínidos.

El Proyecto, que es llevado a cabo por el Grupo de Dosimetría de Radiaciones del CIEMAT, se sitúa dentro del ámbito de los desmantelamientos de instalaciones nucleares españolas y consiste en el desarrollo completo de una metodología para la medida "in vivo" (con detectores de LE-Ge), de las actividades depositadas en el cuerpo humano (pulmón y huesos), tras la contaminación interna por actínidos. La metodología desarrollada se aplicará a casos reales de incorporación al organismo de este tipo de radionucleidos.

Así mismo, se realiza una revisión en cuanto a medidas "in vitro", de las

técnicas y los rangos de actividad mínimos para actividades excretadas tanto para orina como para heces y una evaluación de las contaminaciones internas por Actínidos, estudiando los modelos biocinéticos correspondientes a estos contaminantes mediante la aplicación del nuevo modelo pulmonar y la nueva recomendación en el tamaño de partículas inhaladas para optimizar el diseño de programas de control de contaminación interna.

En el momento actual, se ha completado la experimentación con medidas "In vivo" para la evaluación del depósito de Am-241 en pulmón y huesos en geometrías de cráneo y rodilla. Se ampliará este estudio con simulaciones por Monte Carlo con maniqués matemáticos tipo "Voxel phantoms". También se han estudiado todos los factores de influencia para lograr la optimización de las AMDs en las técnicas usuales de medidas de emisores alfa en excretas, y se ha realizado la verificación de las funciones de retención para el Americio y de las funciones de excreción para el Plutonio y

Americio con dos programas específicos de cálculo comparado éstas, con las funciones respectivas de ICRP-78 para estos contaminantes.

8. Proyecto con la Universidad de Extremadura sobre la transferencia de radionucleidos y elementos estables del suelo al vegetal.

Los órganos de dirección de ENRESA acaban de aprobar la participación en este proyecto que cuenta con el sustento del Plan Nacional de Investigación y que tiene una duración estimada de desarrollo de tres (3) años.

### INFORMACIÓN SOBRE EL PLAN COORDINADO DE INVESTIGACIÓN (PCI) CSN-UNESA

Continúan en fase de ejecución los proyectos PR-10 "Términos fuentes en emergencia, PR-13 "Mejora del sistema de dosimetría interna", PR-14 "Nuevos

desarrollos en dosimetría (DLD)". Está pendiente la firma del Acuerdo Específico del proyecto PR-15 "Dosimetría de neutrones en instalaciones nucleares".

### PROYECTO EUROPEO

• **"Biosphere Models for Safety Assessment of radioactive waste disposal based on the application of the Reference Biosphere Methodology (BioMoSA)"**

En el anterior número de la revista (Nº 33), dentro de la sección recientemente creada "Proyectos de I+D", se informó sobre el proyecto del V Programa Marco de la UE "Biosphere Models for Safety Assessment of radioactive waste disposal based on the application of the Reference Biosphere Methodology (BioMoSA)". La información fue preparada por Paloma Pinedo, por lo que si se desea más información se puede contactar con ella en (CIEMAT. Edificio 3. Avda. Complutense, 22. Madrid 28040).

## Widening the Radiation Protection World



11<sup>th</sup> INTERNATIONAL  
CONGRESS  
OF THE INTERNATIONAL  
RADIATION  
PROTECTION  
ASSOCIATION

May 23-28,  
2004 Madrid, Spain



Technical Secretary:  
VIAJES MAPFRE CONGRESOS

IRPA'1

Sor Angela de la Cruz, 6  
E-28020 Madrid (Spain)

Tel.: (34) 915 812 778

Fax: (34) 915 815 175

congresos.viajes@mapfre.com

[www.irpa11.com](http://www.irpa11.com)

"El Parasol. Goya. Museo del Prado"

## NOTICIAS DEL CONGRESO IRPA-11

Los pasados días 3 y 4 de octubre de 2002 se ha celebrado, en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid, la segunda reunión del núcleo del Comité del Programa del Congreso Internacional IRPA-11 (ICPC). Esta reunión ha resultado fundamental de cara a la preparación del Congreso que, como se recordará, tiene prevista su celebración en Madrid, entre el 23 y el 27 de mayo de 2004, en el Palacio de Congresos del Paseo de la Castellana.

Los asistentes a la reunión han sido la presidenta del ICPC, Annie Sugier (Francia); el secretario científico, Eduardo Gallego (España); el adjunto científico, Jacques Lombard (Francia); y los siguientes miembros del Comité: André Bouville (EE.UU.), Bobby Corbett (Reino Unido), Renate Czarwinski (Alemania), Antonio Delgado (España), Rick Jones (EE.UU.), Ches Mason (Australia), Alastair McKinlay (Reino Unido), Henri Métivier

(Francia), Sigurdur Magnusson (Islandia), Xavier Ortega (España), Manuel Rodríguez (España) y Eliseo Vañó (España); además del presidente del Congreso, Leopoldo Arranz (España) y el secretario general del mismo, David Cancio (España). La reunión se cerró con una visita al Palacio de Congresos de Madrid, donde el presidente de la SEPR se reunió para un almuerzo con los participantes en la reunión.

La reunión tenía como objetivo principal la elaboración del Programa Científico que ha de incluirse en el Segundo Anuncio del Congreso, cuya publicación está prevista antes de final de año. Se debatieron los temas y autores para los cursos de refresco, las ponencias invitadas y los temas y componentes de las mesas redondas que incluirá el Congreso en sesiones plenarias. Todo ello enmarcado dentro de las nueve grandes áreas temáticas en las que se distribuye el Programa, bajo el lema del Congreso **"Ensanchando el Mundo de la Protección Radiológica"**, cuyas conexiones se representan en la figura adjunta. Una llamativa novedad será que cada

área temática vendrá identificada con un determinado color, de tal modo que los congresistas puedan fácilmente orientarse y componer sub-programas de acuerdo con su interés personal.

También se ha configurado la estructura del Programa de sesiones, con sesiones plenarias, entre ellas las presentaciones de ICRP, ICRU y UNSCEAR, así como un total de cinco mesas redondas sobre los temas: "¿Qué se sabe sobre los efectos de la radiación a bajas dosis?"; "Las propuestas de la ICRP para sus Nuevas Recomendaciones"; "Campos Electro-Magnéticos y cáncer"; "Cuestiones sobre la Radiactividad Natural en Protección Radiológica"; y "Aspectos Sociales y Participación Pública en Protección Radiológica". Dado que para estas mesas se espera contar con las personalidades más relevantes en cada área, se espera que las discusiones conduzcan a conclusiones de gran trascendencia para el futuro inmediato de la Protección Radiológica.

Además de las sesiones plenarias, necesariamente han de celebrarse sesiones en paralelo, cuya estructura constará de cursos de refresco matinales, ponencias invitadas a cargo de especialistas reconocidos en cada campo, sesiones de posters, con tiempo para visitarlos y recibir explicaciones de los autores, seguidas de sesiones con la presentación oral de aquellas comunicaciones que por su interés resulten elegidas, que concluirán con una discusión abierta en la que participen los ponentes invitados, los autores de comunicaciones orales y todos los autores de posters sobre el tema. Los aspectos más destacados y las conclusiones de cada área temática se ofrecerán en dos sesiones plenarias a la mitad y al final del Congreso.

Los socios de la SEPR recibirán en breve el Segundo Anuncio, con la información de interés, que ya está disponible en: [www.irpa11.com](http://www.irpa11.com)

Es importante destacar que el plazo para el envío de los resúmenes finaliza el 30 de junio de 2003.



# NOTICIAS

## de ESPAÑA

### La Radicación y los Pacientes: Una Guía para médicos

#### • Módulo de red elaborado por el Comité 3 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) Resumen y traducción de la Sociedad Española de Protección Radiológica

El texto didáctico se refiere a la protección de los pacientes contra exposiciones innecesarias a las radiaciones ionizantes.

El uso médico de las radiaciones, por ejemplo en el diagnóstico por rayos X, la radiología intervencionista, la medicina nuclear y la radioterapia, conlleva unos beneficios evidentes. No obstante, dosis elevadas de radiación indebidamente aplicadas (en la terapia y radiología intervencionista) llevan asociados riesgos bien conocidos y también las pequeñas dosis utilizadas en diagnóstico pueden dar lugar a efectos adversos. El uso correcto de las dosis terapéuticas evita los efectos secundarios graves, pero las dosis reducidas conllevan un riesgo que no puede eliminarse del todo. Por lo tanto, el uso de las radiaciones para el diagnóstico requiere una metodología que asegure el objetivo buscado a la vez que limita los eventuales perjuicios al nivel más bajo posible.

La medida cuantitativa de la exposición es un requisito previo ineludible para la evaluación del riesgo. Por lo tanto, se explican y definen las magnitudes dosimétricas (dosis absorbida, dosis efectiva). Se presentan los mecanismos básicos mediante los que las radiaciones ionizantes actúan sobre los tejidos vivos. Los efectos nocivos indeseados en el ser humano se clasifican en 1) secuelas resultantes de la destrucción celular masiva (los llamados efectos deterministas), cuya manifestación requiere una dosis alta (superior al umbral), y 2) los efectos que se originan como consecuencia de cambios mutacionales en el ADN celular, que pueden dar lugar con el tiempo al desarrollo de cánceres inducidos por la radiación, y de cambios hereditarios, transmitidos a los descendientes de los individuos expuestos

tras la irradiación de sus gónadas.

Se ofrecen datos sobre la magnitud de las dosis umbral para efectos de destrucción celular. Basándose en evidencias experimentales, clínicas y epidemiológicas, y para dosis de magnitud diversa, se evalúa la probabilidad de aparición de cánceres y mutaciones hereditarias, efectos para los que probablemente no existe una dosis umbral (por debajo de la cual no se produciría ningún efecto).

El texto incluye asimismo amplia información sobre oportunidades para minimizar las dosis, reduciendo así el riesgo del uso diagnóstico de las radiaciones. Este objetivo se puede conseguir al evitar exámenes innecesarios (injustificados) y al optimizar los procedimientos aplicados, desde el punto de vista tanto de la calidad diagnóstica, como de la reducción de dosis excesivas en los pacientes.

La optimización de la protección de los pacientes en la radioterapia pasa por mantener unas dosis lo suficientemente altas en los tumores irradiados como para asegurar una alta tasa de curación, a la vez que se proteja en la mayor medida posible a los tejidos sanos. Se tratan problemas relacionados con la protección especial del embrión y del feto humanos en los usos diagnósticos y terapéuticos de las radiaciones, y se recomiendan unas soluciones prácticas en cada caso.

*Se espera que el texto completo pueda estar disponible en la página de la SEPR próximamente.*

### Nota de la Jornada Técnica sobre las Guías de Gestión de materiales residuales con contenido radiactivo procedentes de instalaciones radiactivas

El 14 de noviembre de 2002 se celebró en el Hospital Ramón y Cajal una Jornada Técnica sobre las Guías de Gestión de materiales residuales con contenido radiactivo procedentes de instalaciones radiactivas. Dicha jornada estuvo organizada por la SEPR, el CSN, el CIEMAT y ENRESA. A la jornada acudieron casi 100 profesionales del sector hospitalario

y de investigación interesados en la gestión de estos materiales residuales con bajo contenido de actividad.

El objetivo de la jornada era presentar primero el nuevo marco reglamentario que se abre con la publicación de la Guía 9.2 del CSN sobre la gestión de dichos materiales y las actuaciones administrativas adicionales ya en curso, y describir después el contenido de las dos Guías Técnicas preparadas en el seno de la SEPR, una dirigida al ámbito sanitario y otra al de la investigación y docencia. Estas guías han sido elaboradas con el apoyo de ENRESA por dos grupos de trabajo, con la participación de especialistas de distintas instalaciones radiactivas, de la propia ENRESA y del CSN, lo que ha contribuido a conseguir unos documentos con un gran contenido práctico, operativo y didáctico.

La jornada fue inaugurada por el gerente del Hospital Ramón y Cajal y por el presidente de la SEPR. Las presentaciones previstas incluyeron una visión general de los diversos documentos indicados, a cargo de las coordinadoras del trabajo y del CSN, y dos presentaciones de los aspectos prácticos de mayor interés para la aplicación y las dificultades encontradas en la caracterización de las técnicas con uso de materiales radiactivos estudiadas. Estas presentaciones fueron realizadas por miembros de los grupos activos de los centros participantes en el trabajo.

Finalmente se celebró un coloquio moderado por Julio Barceló, consejero del CSN, en el que se puso de manifiesto el interés suscitado por las guías y la posibilidad de su amplia difusión y aplicación. Asimismo se planteó la importancia de seguir con este trabajo y el uso del foro de la SEPR para ver su grado de aplicación y las dificultades que puedan ir apareciendo.

También debe destacarse el anuncio del CSN relativo a que el contenido de la Guía nº 9.2 ha sido transmitido al Ministerio de Economía para que se publique con carácter normativo, de hecho la SEPR acaba de recibir para comentarios el borrador de una Orden Ministerial, cuya publicación se prevé en breve. La jornada finalizó con la clausura a cargo de las diferentes organizaciones con cuya colaboración se pudo celebrar la misma.

*M<sup>ra</sup> Teresa Ortiz (Coordinadora del Grupo de Trabajo)*

# NOTICIAS

del

# MUNDO

## Conferencia Internacional sobre PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL: "Protección de los trabajadores contra las radiaciones ionizantes"

Ginebra, 26-30 de agosto 2002

La Conferencia fue organizada por el Organismo Internacional de Energía Atómica en colaboración con la Organización Internacional del Trabajo y la Comisión Europea. Asistieron unas 420 personas de 83 países diferentes, con gran participación de países en vías de desarrollo. España participó con 12 representantes, procedentes del CSN y de los sectores nuclear, universitario y hospitalario.

La Conferencia se organizó en torno a cortas presentaciones agrupadas por temas y mesas redondas asociadas a cada una de estas sesiones. Cabe señalar la gran participación de los asistentes en los coloquios, con aportaciones realmente interesantes.

Se trataron, entre otros, los siguientes temas: la cooperación entre reguladores, empresarios y trabajadores en la optimización de la protección radiológica; riesgos radiológicos en el lugar de trabajo, comparación del riesgo radiológico frente a otros riesgos; principales problemas en la implementación de estándares; monitorización de exposiciones ocupacionales; protección radiológica en trabajos con radiación natural y su control respecto a la exposición a la radiación artificial; protección radiológica en instalaciones nucleares, industriales y de investigación; probabilidad de causalidad de daños atribuibles a la exposición ocupacional, y, por último, la necesidad o no de grandes cambios en la ICRP respecto a la exposición ocupacional.

Las principales conclusiones de la Conferencia fueron las siguientes:

- Es necesario que los niveles de protec-

- ción de los trabajadores expuestos a radiación natural sean los mismos que los expuestos a radiación artificial.
- - Es necesario que los profesionales del sector industrial se involucren en mayor medida en la protección radiológica de sus trabajadores, en especial en el sector de la radiografía industrial.
- - Es necesaria la unificación de los estándares en todo el mundo, integrándolos dentro del ámbito general de la seguridad laboral.
- - Todavía existen problemas en la definición de estándares en la protección de las trabajadoras expuestas embarazadas.
- - Los organismos reguladores deben ser independientes, no influenciados por las líneas políticas.
- - Es necesario que los "stakeholders" se involucren más en las decisiones e implementación de la protección radiológica en los lugares de trabajo.
- - Se han de definir guías internacionales consensuadas sobre modelos de compensación a trabajadores expuestos.
- - Se han de evitar cambios innecesarios en los estándares definidos por la ICRP. No son necesarios grandes cambios, sólo pequeñas modificaciones.
- - Las organizaciones internacionales han de armonizar y simplificar la terminología utilizada. La IAEA liderará esta armonización.
- - El Organismo Internacional de Energía Atómica y la Organización Internacional del Trabajo han de colaborar más estrechamente para establecer la correcta protección radiológica de los trabajadores en los países en vías de desarrollo.
- - Es necesario potenciar la difusión de las lecciones aprendidas a través de instrumentos como el ISOE o similares.
- - Se han de generar paquetes de entrenamiento estandarizados para los trabajadores expuestos, involucrando en ello a los "stakeholders".
- - El Organismo Internacional de Energía Atómica debería crear un grupo para analizar y determinar cuáles son las exposiciones controlables.

## Reunión sobre Dosimetría interna en exposiciones ocupacionales, públicas y médicas

Oxford, 9-12 de septiembre 2002

Este encuentro internacional fue liderado por la NRPB (National Radiological Protection Board). Asistieron unas 185 personas de 29 países diferentes, en su mayoría expertos en dosimetría interna en sus diversas aplicaciones en el campo nuclear, médico y de investigación.

La reunión se organizó en sesiones, cuyos temas principales fueron, entre otros, los siguientes: guías de la ICRP sobre exposiciones ocupacionales, presentación del nuevo modelo gastrointestinal, aplicación práctica del modelo respiratorio de la ICRP, cálculo de dosis en embrión y feto a partir de incorporaciones en la madre, tratamientos de incorporaciones accidentales, desarrollos de maniqués para medida y cálculo de dosis en aplicaciones médicas, dosimetría interna en aplicaciones médicas y reconstrucción de dosis.

Al final del encuentro se llevó a cabo una mesa redonda constituida principalmente por los miembros del Comité II de ICRP, responsables de las recomendaciones en dosimetría interna. Se mostró gran interés en la aplicación del modelo pulmonar de ICRP66 para el cálculo de dosis, insistiendo en la necesidad de seguir investigando en el comportamiento metabólico de los radionucleidos en el interior del cuerpo humano. El nuevo modelo del tracto alimentario, pendiente de publicación, supondrá una nueva herramienta dosimétrica a tener en cuenta en la evaluación de la contaminación interna tras incorporación de radionucleidos al organismo.

## 1<sup>er</sup> Congreso Europeo de IRPA: "Towards harmonization of Radiation Protection in Europe"

Florenca, Italia, 8-11 de octubre 2002

El primer Congreso Europeo Regional de IRPA ha tenido lugar en Florenca, Italia del 8 al 11 de octubre, asistiendo 428 participantes de diferentes países; por parte de España han acudido 25 asistentes. El Presidente de la Comisión organizadora





fue el Dr. Osimani del ISPRA, participando miembros de los Comités de Finlandia, Francia, Irlanda e Italia. El Comité Científico fue presidido por Chris Huyskens, que ha sido el anterior secretario ejecutivo de IRPA. El Comité tenía la representación de 12 países europeos y de Israel.

Durante el congreso se celebraron tres Sesiones Plenarias más una cuarta con las conclusiones del congreso y trece Sesiones técnicas específicas cubriendo las diferentes áreas de la protección radiológica y que fueron presentadas como comunicaciones orales y póster.

A continuación se indican las cuatro sesiones plenarias y las conclusiones de las mismas:

- *Armonización de las normas de protección de radiación y la legislación en la Unión Europea. Implementación y política a seguir; información, cuestiones y experiencia.*

Se analizó el papel de los expertos del artículo 31 la legislación europea y la visión de un Estado miembro con las conclusiones siguientes:

- Hay que delimitar con precisión las normas que corresponden a la Comisión Europea y las de los Estados miembros.
- Se aceptó que existe una clara armonización en los principios y criterios de protección más básicos, en los aspectos operativos y de aplicación y globalmente hablando.
- La armonización parece tan necesaria como compleja (si no imposible), dado el encastre normativo de muchos de los aspectos implicados y los marcos nacionales tan diversos.

- *Desarrollo de nuevas recomendaciones de protección radiológicas del ICRP.*

Con ponencias sobre: Estado de la protección radiológica en el siglo actual, dosis colectiva, controversia sobre bajas dosis y la visión de varios países .

- Hubo intervenciones de ponentes, con visiones muy dispares (e incluso abiertamente contrarios) sobre el sistema actual de protección radiológica y su eventual evolución futura.
- Se observó una preocupación general sobre la oportunidad y sobre la orientación de las ideas que están debatiéndose en ICRP sobre las recomendaciones actuales y su eventual evolución.
- En general se agradeció a ICRP su apertura al diálogo y se desea que este espíritu continúe a lo largo del proceso.

Entre los aspectos que es necesario considerar se encuentran el riesgo de que se reduzca el excelente nivel de acuerdo internacional existente hoy en los aspectos básicos del sistema de protección radiológica que se aplica, y la incidencia que el proceso en curso pueda tener en la percepción pública.

- *Comunicaciones Invitadas de Organizaciones Internacionales.*

Esta sesión fue básicamente informativa. Tuvo como participantes a las siguientes organizaciones:

- Comisión Internacional de Protección contra las Radiaciones No-ionizantes (ICNIRP).
- Organización Internacional de Energía Atómica (IAEA).
- Asociación Europea de Física-Médica (EFOMP).
- Finlandia (Específica de su programa de energía nuclear).
- Organización Mundial de la Salud (WHO).

- *Sesiones técnicas Específicas.*

Las 13 sesiones versaron sobre:

- Preparación de emergencias y rehabilitación de lugares en accidentes radiológicos.
- Gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento: aspectos técnicos, organizativos y experiencia.
- Protección y dosimetría de pacientes en medicina radiológica: Niveles de exposición en aplicaciones médicas.
- Dosimetría personal en exposiciones ocu-

- *pacionales: Práctica y desarrollo.*

- Medida de la radiación y dosimetría externa. Desarrollo en técnicas e instrumentación.
- Dosimetría interna. desarrollo de técnicas y medidas inherentes.
- Efectos biológicos de las radiaciones.
- Formación y enseñanza de expertos en protección radiológica.
- Materiales radiactivos naturales. Normativa y tecnología relativa a radiación natural. Radón en viviendas. Industria de fragmentos minerales de fosfato.
- Protección operacional. Cuestiones en tecnología nuclear, industrial y en investigación.
- Protección contra radiaciones no ionizantes. Fondo, principios y normas, fuentes y campos.
- Protección del medio ambiente y de los consumidores. Radioecología. Niveles de radiactividad en el medio ambiente. Cadena de alimentación. Medidas. Modelos de exposición para el público. Recuperación del medio ambiente.
- Miscelánea (sólo posters).

- *Conclusiones del Congreso y resumen de lo más relevante presentado en las diferentes áreas.*

Las conclusiones científicas y técnicas fueron presentadas por en forma de resumen por los presidentes de cada sesión y están disponibles en la página web correspondiente al mencionado congreso ([www.oic.it/irpa2002](http://www.oic.it/irpa2002)).

En paralelo con el Congreso, se celebró un "Foro de Sociedades" de IRPA, al que asistieron representaciones de catorce Sociedades de Protección Radiológica, entre ellas la SEPR.

Adicionalmente y como viene siendo habitual, se aprovechó el Congreso para celebrar reuniones de diversos proyectos y grupos internacionales. Entre ellos, se celebró el del Comité de Soporte de IRPA-11 (ICSC) con un resultado muy positivo para la SEPR, responsable de organizar tal evento en Madrid, en mayo de 2004

En el momento actual, IRPA considera útil y viable que se organicen este tipo de eventos, de ámbito europeo, cada cuatro años, justo en el centro del periodo entre cada dos Congresos mundiales, y de hecho, se ha aceptado que la Sociedad de Francia organice el siguiente en el año 2006 en París.

## La Comisión Reguladora Nuclear de los EE.UU. introduce el concepto de "Normativa Informada por el Riesgo" en la Protección Radiológica

La Comisión Reguladora Nuclear, NRC, de los EE.UU. ha utilizado el concepto de "regulación informada por el riesgo" al revisar los límites de dosis a la piel. El concepto "informado por el riesgo", en la literatura anglosajona "risk informed", fue introducido en la seguridad nuclear hace ya más de una década. Los estudios probabilistas de seguridad proporcionaron las bases para ir sustituyendo progresivamente la normativa determinista por la metodología probabilista, de modo que una situación dada puede ser aceptable, aunque se superen determinados valores deterministas, si el riesgo asociado a tal situación es inferior o tolerable. Este concepto se está aplicando con profusión, no sólo en el país de origen, sino también en otros países.

La normativa asociada a la protección radiológica es esencialmente determinista. El capítulo II del nuevo *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, Real Decreto 783/2001, de 6 de Julio, promulgado en cumplimiento de la directiva 96/29/Euratom, contiene límites específicos de la dosis equivalente a la piel del individuo irradiado; por ejemplo, 500 mSv por año oficial para los trabajadores expuestos, que ha de ser "promediada sobre cualquier superficie (de la piel) de un cm<sup>2</sup>, con independencia de la zona expuesta". La razón de este límite se encuentra en la potencialidad de recibir dosis elevadas en superficies pequeñas de la piel a causa de aerosoles radiactivos depositados sobre la misma, las llamadas "partículas calientes".

En el IX Congreso de la SEPR, celebrado en Bilbao, se discutieron las dificultades inherentes a la aplicación práctica de dicho criterio, que exige la vigilancia frecuente de los trabajadores a fin de evitar la irradiación a pequeñas regiones de la piel con implicaciones insignificantes para la salud. Para evitar tales dosis, los trabajadores han de llevar vestimenta protectora de capas múltiples, gruesos e incómodos guantes, que producen efectos secunda-

rios, tales como el stress por calor. Además, la movilidad y destreza de los trabajadores queda por ello severamente limitada, aumentando el tiempo de permanencia en los lugares de trabajo, con aumento de la dosis a todo el cuerpo y, por ello, aumentado el riesgo para la salud y seguridad de los trabajadores.

La prestigiosa institución de los EE.UU., the National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP, en su informe número 130 y en su declaración número 9, después de considerar los estudios científicos correspondientes, concluye que los riesgos a causa de dosis a pequeñas regiones de la piel son menores que los riesgos por irradiación a todo el cuerpo que producen las actuales medidas de protección de la piel, por lo que recomienda que se utilice el concepto "informado por el riesgo" a esta situación particular.

A la vista de lo anterior, la citada NRC

ha decidido modificar la normativa promediando la dosis a la piel a los diez cm<sup>2</sup> más expuestos, en lugar de a un cm<sup>2</sup>, como es el caso en la directiva europea. Esta medida facilitará el uso de equipos de protección más sencillos y reducirá las dosis ocupacionales, aumentando la seguridad de los trabajadores, reduciendo el coste de la radioprotección y disminuyendo la carga reguladora innecesaria. La nueva norma, que es una revisión de la Parte 20 del Código de Regulaciones Federales, 10CFRPart20, apareció para comentarios en el Federal Register el 12 de julio de 2002, habiendo recibido la NRC hasta la fecha un número limitado de opiniones, todas ellas favorables a la medida.

*(Noticia preparada por A. Alonso, a partir de fuentes distintas. Se puede obtener información adicional de AKR@nrc.gov)*

## PUBLICACIONES

### ICRU Report 66: "Determination of Operational Dose Equivalent Quantities for Neutrons". (2001)

Este informe da indicaciones de cómo realizar las medidas de dosis equivalentes operacionales para radiación neutrónica, teniendo en cuenta las recomendaciones de la publicación 60 de ICRP. El informe trata la protección radiológica ocupacional de neutrones para el caso de la industria nuclear, la aviación civil, las aplicaciones médicas, la investigación y las aplicaciones industriales. Está



dirigido a lectores que necesitan consejos prácticos; también sirve como introducción a las peculiaridades de las medidas de neutrones, describiendo los principios y métodos de la medida de neutrones. Para más información sobre las publicaciones de ICRU consultar la página electrónica:

<http://www.icru.org/>

### ICRU Report 67: "Absorbed-Dose Specification in Nuclear medicine". (2002)

Diversas razones han llevado a una reevaluación de la especificación de dosis para medicina nuclear. Entre ellas se incluye una apreciación de que no existe uniformidad en la distribución de la radioactividad en el cuerpo, a todos los niveles, incluso para los agentes de diagnóstico y de terapia más comunes; la creciente necesidad de ocuparse de las complejidades de variar la tasa de dosis; el imperativo de proporcionar estimaciones de dosis individualizadas en lugar de estimaciones estandarizadas a medida que la terapia con radionucleidos dirigidos se vuelve más sofisticada; así como mejoras en la tecnología.

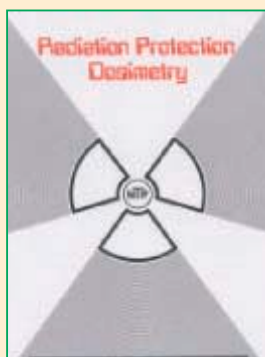
Este informe trata primeramente consideraciones biológicas que aportan información sobre el uso racional de la dosimetría de radionucleidos. Se discuten los factores radiobiológicos a la hora de seleccionar los radionucleidos y las curvas dosis respuesta de tejidos tumorales y normales. Posteriormente se describe la aproximación MIRD (siglas del término inglés "Medical Internal Radiation

Dose") a la dosimetría en medicina nuclear, un método robusto que ha probado su utilidad clínica. Se continúa con una elaboración de distribuciones no uniformes de radioactividad y de diversas tasas de dosis. Finalmente, el informe trata las técnicas y procedimientos para medir la variación en el tiempo de la distribución de la actividad, fusión de imágenes, cálculo de dosis específicas de cada paciente, dosimetría a pequeña escala, y la comparación de las dosis medidas y calculadas. Para más información sobre las publicaciones de ICRU consultar la página electrónica: <http://www.icru.org/>

## Radiation Protection Dosimetry Volumen 99 Números 1-4 (2002)

En este volumen de *Radiation Protection Dosimetry* se publican las presentaciones que se realizaron en el decimotercero Simposium de Microdosimetría, que tuvo lugar en Stresa (Italia) en mayo de 2001, y del que ya se dio cuenta en la sección de Noticias del Mundo del Nº 30 de la revista *Radioprotección*.

La simple lectura del índice de este monográfico pone de manifiesto el carácter multidisciplinario de la Microdosimetría, en la que están implicados expertos en física de radiaciones, química, biología molecular y celular, oncología, o cálculo numérico entre otros. Si uno no se queda en el índice, sino que profundiza en el contenido de este monográfico, podrá conocer aspectos tan interesantes de la microdosimetría como los mecanismos de interacción de la radiación con la materia; los procesos de inducción de daño en el DNA; la posible reparación de dicho daño mediante los diversos complejos enzimáticos que la célula tiene para tal fin; las distintas etapas necesarias para que a partir de un daño inicial en la molécula de DNA se pueda llegar a desarrollar, tras un periodo de laten-



cia más o menos prolongado, un cáncer; los avances acontecidos en los últimos años en el ámbito de la simulación con códigos de Monte Carlo; las aplicaciones que los irradiadores con microhaces tienen para poder conocer las moléculas blanco dentro de la célula, y las connotaciones que el conocimiento en los distintos aspectos de la microdosimetría tiene en la clínica.

Se puede acceder al índice de este monográfico a través de la sección "Enlaces: Revistas" de la página electrónica de la SEPR (<http://www.sepr.es>)

## Publicación electrónica: Protección Radiológica en Medicina (Área Educativa de la ICRP)

Dentro de la página electrónica de ICRP uno puede acceder al "Área Educativa", en la que ICRP está incorporando material didáctico con el objetivo de promover el conocimiento sobre protección radiológica. En la actualidad dicha área está centrada casi exclusivamente en las aplicaciones médicas de la radiación.

La ICRP pone a disposición de los profesionales que estén interesados cuatro presentaciones en formato "Microsoft PowerPoint", que pueden descargarse sin coste alguno. Estas presentaciones pueden ser utilizadas por profesores, doctores y todos aquellos profesionales de la protección radiológica en el ámbito hospitalario. Las cuatro presentaciones disponibles en esta página electrónica de ICRP son: ICRP 84 (Pregnancy and medical radiation), ICRP 85 (Interventional radiology), ICRP 86 (Accidents in radiotherapy), ICRP 87 (CT dose management). Las presentaciones disponibles además de recoger información de interés en cada uno de los temas tratados, contienen gran cantidad de fotografías y gráficos de alta calidad.

En esta página electrónica también están disponibles en la página electrónica diversos documentos relacionados con la protección radiológica en medicina.

La dirección para acceder al área educativa de ICRP es:  
[http://www.icrp.org/educational\\_area.htm](http://www.icrp.org/educational_area.htm)

## Radiation Protection 129. "Guidance on the realistic assessment of radiation doses to members of the public due to the operation of nuclear installations under normal conditions"

La valoración de las dosis de radiación a individuos de una población es una parte importante del sistema de protección radiológica. Un concepto importante a la hora de calcular dichas dosis es el de los grupos de referencia en la población. Los grupos de referencia corresponden a grupos críticos tal y como se define por ICRP e intentan ser representativos de aquellas personas en la población que reciben las mayores dosis. La ICRP ha recomendado que la dosis media a un grupo crítico debe compararse con el límite de dosis y la restricción de dosis ("dose constraint") para los miembros del público.

El artículo 45 de la Directiva 96/297 de Euratom exige de forma explícita que las autoridades competentes de los Estados miembros deben asegurarse de que las estimaciones de dosis debidas a prácticas sujetas a una autorización previa, deben hacerse de una forma tan realista como sea posible para la población en su conjunto y para los grupos de referencia.

Los Estados miembros de la UE actualmente utilizan diferentes aproximaciones, tanto para identificar grupos de referencia como para calcular las dosis correspondientes. Esta Guía debería ayudar a evitar malos entendidos entre los Estados miembros, como consecuencia de las diferencias existentes en la evaluación del impacto de las instalaciones nucleares. También debería permitir a la Comisión llevar a cabo comparaciones entre los niveles de exposición del público para diferentes plantas, haciéndose las estimaciones sobre una base comparable.

El presente documento ofrece una metodología común para la armonización de las aproximaciones utilizadas para calcular las dosis a miembros del público dentro de la UE.

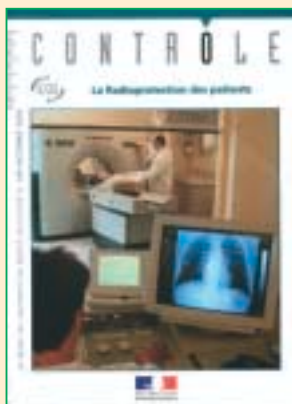
El esfuerzo realizado para alcanzar un alto grado de realismo debe estar en proporción con la significación radiológica, por lo que puede perseguirse cierta simplificación. Este documento también proporciona consejos de cómo puede alcanzarse un balance justo entre realismo y simplicidad.

Se puede obtener más información de esta guía en la página electrónica <http://europa.eu.int/comm/environment/radprot/129/129.htm>

### CONTROLE- Revista del Organismo regulador en materia de seguridad nuclear- Francia

El Organismo regulador en materia de seguridad nuclear francés dispone de una página de correo electrónico de información cuya dirección es: [www.asn.gouv.fr](http://www.asn.gouv.fr). Así mismo dispone de una publicación denominada *Controle*, editada con una periodicidad mensual. La estructura de la mencionada publicación consiste en dos grandes apartados. Dentro del primero de ellos un subapartado se refiere a las actividades propias del Organismo, en las que se encuentra información sobre sucesos e inspecciones realizadas en las instalaciones nucleares; otro subapartado incluye información y sucesos acaecidos en relación con el transporte del material radiactivo; un tercer subapartado se refiere a las acciones reglamentarias llevadas a cabo por la ASN (l'Autorité de Sureté Nucléaire) y las reuniones nacionales de grupos de expertos sobre temas concretos ( reactores, residuos, etc.), y de las comisiones de diferentes grupos de trabajo de las instalaciones nucleares. Por último, se describen las actividades llevadas a cabo en el periodo correspondiente en esta materia en el plano internacional, detallando la participación del mencionado organismo en reuniones con otros relacionados de la CEE y la OCDE, así como con los organismos reguladores de diferentes países con el fin de establecer cooperaciones en el ámbito de la seguridad nuclear.

El segundo apartado de la menciona-



da publicación es un dossier monográfico en cada número de la revista. En concreto, en el correspondiente al mes de octubre de 2002, es el relativo a la *Protección radiológica en las exposiciones médicas*. En el mismo se realiza una revisión de gran interés sobre todos los aspectos relacionados con la aplicación de las recomendaciones de la CE en esta materia, así como los procedimientos, controles de calidad, etc. en las exposiciones a radiaciones ionizantes en el diagnóstico y tratamientos médicos. El sumario es el siguiente:

- La Directiva 97/43 Euratom del Consejo y la protección radiológica de los pacientes.
- Datos estadísticos sobre las exposiciones médicas.
- Un nuevo cuadro reglamentario para la exposición de los pacientes a las radiaciones ionizantes en Francia (transposición de la Directiva 96/29 y 97/43 Euratom).
- La nueva legislación en Bélgica de 20 de julio de 2001 relativa a la protección radiológica de los pacientes.
- Los procedimientos en radiología convencional y tomografía.
- Guías de procedimientos para la elaboración de protocolos clínicos en medicina nuclear.
- Los niveles de referencia en radiodiagnóstico: una herramienta para la optimización en las exposiciones médicas a radiaciones ionizantes.
- El control de calidad de las instalaciones de radioterapia externa.
- Guía francesa con las indicaciones de diagnóstico por la imagen.
- Las aportaciones de la industria a la protección radiológica.
- Recomendaciones en la protección radiológica del público en medicina nuclear.
- Formación en protección radiológica de los pacientes y trasposición de la Directiva 97/43.

- La Directiva 97/43 Euratom: la elección del método de irradiación en exposiciones médicas.

En el número de la revista mencionado se realiza un anuncio sobre el próximo dossier o monográfico que versará sobre *El control radiológico del medio ambiente*.

Todos los interesados en los monográficos que han ido apareciendo en la revista (a partir del núm. 105) pueden solicitarlos a la siguiente dirección: Direction générale de la sureté nucléaire et de la radioprotection. 6 place du Colonel Bourgoin. 75572 Paris cedex 12. Francia.

### Publicación de la versión corregida del ICRP 88

Ha sido publicada la versión corregida de *Annals of the ICRP* (volumen 31, nº 1-39 2001. Publication 88: "Doses to the embryo and fetus from intakes of radionuclides by the mother"), que se encontraba en la red, según se indicaba en el anterior número de "Radioprotección".

La publicación puede pedirse a Elsevier Science Customer Service Department, PO Box 211, 1001 AE Ámsterdam.

### Física Cuántica

El estudio de la Mecánica Cuántica y de sus aplicaciones es fundamental en el conocimiento actual de la física y la ingeniería, siendo la base para comprender e innovar en la física atómica, molecular, nuclear, de partículas y de la materia condensada.

El libro que se presenta tiene todas las características para constituirse en un libro básico de texto, donde se combinan la demostración rigurosa, con la introducción del sentido físico, para comprender las aplicaciones del conocimiento cuántico en el mundo de la tecnología.

La combinación del formalismo más convencional de las funciones de onda y el más avanzado, elegante y simplificador de Dirac, permite al lector/estudiante

disponer de manera comprensible de los elementos para introducirse en textos y artículos más avanzados en su desarrollo innovador e investigador. En este sentido, es mi experiencia que sí se puede introducir el tema en un corto periodo de tiempo dejando la práctica para



el lector, en este caso iluminada por el propio desarrollo del libro. El profesor Velarde, después de una dilatada docencia, ha conseguido explicar los Postulados formales de la

Mecánica Cuántica junto a las herramientas prácticas para su manejo. La síntesis de problemas analíticos explicados en el texto en una y tres dimensiones son los que despejan positivamente la duda sobre si la Mecánica Cuántica es manejable o constituye un "algo" inabordable. La Teoría clave del Momento Cinético y sus fundamentales implicaciones, y los Métodos Aproximados de resolución, tratados de manera exhaustiva, se explican asimismo con éxito.

El libro está escrito de manera autoconsonante en sus diversos capítulos diferenciando, incluso en su formato, lo que constituyen elementos fundamentales de los ejemplos aclaratorios o ampliaciones. El uso de los muy rigurosos Apéndices es

importante y aconsejable. Se ha tenido en cuenta la formación y capacidad matemática del estudiante al que va dirigido, incluyendo al final de algunos párrafos complementos con las demostraciones más complejas.

- Dirigido a estudiantes de Física, Química e Ingeniería; estudios de doctorado; profesionales que deseen introducirse de manera formal en la Mecánica Cuántica.

*J. Manuel Perlado Martín  
Catedrático de Física Nuclear  
Departamento de Ingeniería Nuclear  
/ Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales*

## CONVOCATORIAS

### • 6<sup>th</sup> International Workshop on "Microbeam probes of cellular radiation response"

*29-31 de marzo de 2003, St. Catherine's College, Oxford, Reino Unido.*

El Congreso Internacional sobre "Microbeam Probes of Cellular Radiation Response" se ha venido celebrando cada dos años desde 1993. En el pasado, estos congresos han sido muy fructíferos a la hora de reunir grupos de investigación interesados en desarrollar y aplicar técnicas de micro-irradiación para el estudio del daño celular y tisular de las radiaciones ionizantes.

El Congreso se ha organizado a continuación de la Reunión Anual de la "Association for Radiation Research (ARR)", que tendrá lugar durante los días 27 a 29 de marzo en el mismo lugar. (Más información sobre la reunión anual de la ARR en la dirección electrónica:

<http://www.ragsu.har.mrc.ac.uk/arr2003/Home1.htm>).

El Congreso de Microhaces seguirá básicamente el mismo formato que en anteriores ocasiones y cubrirá todos los aspectos del desarrollo y la aplicación de las técnicas de micro-irradiación como métodos de producir daño radioinducido muy localizado en células vivas y tejidos. El Congreso estará organizado en sesiones de presentaciones orales cortas, con

tiempo suficiente para la discusión. También se realizarán presentaciones en el formato póster si el número de contribuciones recibidas es grande. En línea con el espíritu del Congreso, los organizadores invitan a los participantes a presentar trabajos que aún no estén definitivamente finalizados, así como los resultados más recientes obtenidos. El Congreso cubrirá una serie de temas relevantes, entre los que se incluyen: técnicas para focalizar, o colimar, todos los tipos de radiación ionizante; métodos para cuantificar y dirigir la radiación; el desarrollo de ensayos biológicos apropiados; aplicaciones y descubrimientos biológicos recientes.

Los detalles para inscribirse en el Congreso, así como para la preparación y envío de los resúmenes, aparecerán en breve en la página electrónica :

<http://www.gci.ac.uk/usr/microbeam-workshop/index.html>

Si está interesado en recibir el siguiente anuncio del Congreso, por favor, envíe un correo electrónico a:

[microbeam.workshop@gci.ac.uk](mailto:microbeam.workshop@gci.ac.uk), dando los datos personales (nombre, centro de trabajo, dirección postal completa, teléfono, fax y dirección de correo electrónico). Por favor, indicar también si se está interesado en dar una presentación en el Congreso.

### • VI Congreso Regional sobre Seguridad Radiológica y Nuclear. Congreso Regional IRPA. III Congreso Ibero latinoamericano de Sociedades de Protección Radiológica.

*Lima (Perú), 9-13 de noviembre de 2003*

#### INFORMACIÓN GENERAL

El VI Congreso Regional sobre Seguridad Radiológica y Nuclear (Congreso Regional IRPA) se realizará en Lima, Perú, del 9 al 13 de noviembre de 2003. El Congreso es organizado por la Sociedad Peruana de Radioprotección (SPR) con la colaboración del Instituto Peruano de Energía Nuclear y de las Sociedades de Protección Radiológica integrantes de la Federación de Radioprotección de América Latina y el Caribe (FRALC), España y Portugal (GRIAPRA). Cuenta con los auspicios de organismos internacionales: OIEA, OPS, ICRP...

El principal propósito es reunir a los profesionales de la industria, medicina, universidades y centros de investigación a fin de presentar y discutir los resultados de investigaciones recientes y revisar el estado actual de los diversos aspectos relacionados con Protección Radiológica.

#### SECRETARÍA DEL CONGRESO

Casilla Postal, 18 - 0260. Lima, Perú  
E-mail: [medina@ipen.gob.pe](mailto:medina@ipen.gob.pe)  
[medinao@terra.com.pe](mailto:medinao@terra.com.pe)

Remita un mensaje a la Secretaría del Congreso indicando: Nombre completo, institución y país. Mencione si espera asistir y presentar algún trabajo.

Suscripción a Lista de Interés sobre Protección Radiológica:  
Radioproteccion-subscribe@gruposyahoo.com

### • NINTH SYMPOSIUM ON NEUTRON DOSIMETRY: Advances in Nuclear Particle Dosimetry for Radiation Protection and Medicine

28 de septiembre-3 de octubre de 2003. Delft, Holanda.

La conferencia está organizada por la "Delft University of Technology", el "Interfaculty Reactor Institute" y el "European Radiation Dosimetry Group", con la colaboración del "Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire" y la "Physikalisch-Technische Bundesanstalt".

Esta conferencia proporcionará un foro para presentar y discutir desarrollos recientes en dosimetría de neutrones en protección radiológica, radiobiología y radioterapia, así como en dosimetría de otras partículas nucleares (por ejemplo, protones o iones pesados). La última conferencia sobre dosimetría de neutrones tuvo lugar en 1995. Desde entonces se ha hecho un progreso significativo, existiendo áreas de investigación y aplicaciones que están despertando un interés creciente, como son la dosimetría de tripulaciones de vuelos comerciales y misiones espaciales, la protección radiológica en aceleradores de alta energía, la terapia con protones e iones pesados, los efectos inducidos por la radiación en semiconductores y la dosimetría numérica.

Entre los temas que se tratarán en la conferencia están: Aspectos básicos (fuentes de partículas nucleares, datos básicos de física, magnitudes dosimétricas, instalaciones de calibración y dosimetría numérica); técnicas e instrumentación (técnicas novedosas para la detección y dosimetría de radiaciones, dosimetría activa, dosimetría pasiva, espectrometría, daño de la radiación); calidad de la radiación (eficacia biológica de partículas nucleares, micro- y nanodosimetría); protección radiológica (monitorización individual, monitorización en el trabajo y dosimetría ambiental, dosimetría de la radiación cósmica, dosimetría retrospectiva y reconstrucción de dosis) y radioterapia (dosimetría de neutrones rápi-

dos, dosimetría para la terapia de captura de neutrones de boro, dosimetría para terapia con protones e iones pesados).

El plazo para enviar los resúmenes de las contribuciones es el 14 de febrero de 2003. Para más información consultar la dirección electrónica:  
<http://IRIAXP.IRI.TUDELFT.NL/~neudos9/>

### • Clearance levels and material release. Environmental impact assessment of workplaces or facilities with radiation sources

Bratislava (Eslovaquia). 22-26 de septiembre de 2003

El Congreso que tendrá lugar en Bratislava es el Congreso Regional de protección radiológica en Europa Central del IRPA. Está organizado por la Society of Nuclear Medicine y la Radiation Hygiene of Slovak Medical Association, y cuenta con la cooperación de las Sociedades de Protección Radiológica de los siguientes países: Austria, Croacia, Chequia, Alemania-Suiza, Hungría, Italia, Polonia y Rumanía.

Este congreso quiere llevar a la práctica varias iniciativas por parte del IRPA para implementar nuevos conceptos en protección radiológica. El tema principal del congreso es el impacto ambiental de las fuentes de radiación, cubriendo los siguientes aspectos: protección radiológica del medio ambiente-legislación nacional y recomendaciones internacionales; protección radiológica del medio ambiente-concepto y filosofía; evacuación de material radiactivo de instalaciones nucleares; evacuaciones de material radiactivo de instalaciones radiactivas y recuperación del medio ambiente.

Ortos temas que serán tratados en el congreso son: Aspectos generales de legislación en protección radiológica, el riesgo para la salud y la influencia de las prácticas, optimización en protección radiológica, efectos biológicos de las radiaciones ionizantes, protección radiológica en medicina y fuentes naturales de radiación.

Más información: Ludmila Auxtova.

Tel: 421 48 4335711.

Web : [www.upkm.sk/ipcm/indexe.html](http://www.upkm.sk/ipcm/indexe.html).

E-mail: [auxtova@szbb.sk](mailto:auxtova@szbb.sk)

### • Radiation Protection Symposium of the North West European RP Societies

Utrecht (Holanda). 2-5 de junio 2003

El simposio sobre protección radiológica está organizado por la Sociedad Holandesa de Protección Radiológica en cooperación con las sociedades de protección radiológica de los países del noreste de Europa. Es el simposio regional del IRPA de Europa del noreste. El programa del contenido científico está dirigido principalmente a las siguientes áreas de la protección radiológica: 1-Radiobiología y efectos sobre la salud, incluyendo dosis bajas de exposición a la radiación. 2-Evacuación de residuos. 3- Contaminación interna debida a fuentes naturales de radiación (incluido bioensayos y dosimetría). 4- Tripulaciones aéreas, vuelos frecuentes y astronautas. 5- Formación de expertos en protección radiológica. 6-Nuevos enfoques en protección radiológica. 7- Aplicaciones médicas, incluyendo radiología, medicina nuclear y radioterapia.

El congreso está dirigido a un amplio espectro de profesionales con responsabilidad en diferentes campos de la protección radiológica, entre los que se incluyen: investigadores, radiobiólogos, radiofísicos, médicos, radioterapeutas, responsables de protección radiológica, expertos en desarrollo de legislación específica y reguladores.

Más información:

Secretaría Técnica: Jan van der Steen.

E-mail: [Steen.utrech2003@nrg-nl.com](mailto:Steen.utrech2003@nrg-nl.com).

Secretaría Científica: Koos Geleijns.

E-mail: [utrech2003@nvs-sraling.nl.com](mailto:utrech2003@nvs-sraling.nl.com).

Web site: [www.nvs-straling.nl](http://www.nvs-straling.nl)

### • Curso: Superior de Protección Radiológica

Fecha: 20 enero - 11 abril.

Duración: 250 - 265 horas, según especialidad.

Objetivo: Proporcionar la especialización que se requiere para formar parte, con responsabilidad, de las Unidades Técnicas de Protección Radiológica de centrales nucleares, hospitales u otras instalaciones radiactivas.

Contenido:

- Física de radiaciones.
- Detección y medida de la radiación.
- Dosimetría de la radiación.
- Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes.
- El sistema de limitación de dosis.
- Protección Radiológica operacional.

- Reglamentación y normativa española específica y recomendaciones internacionales aplicables.
- Sesiones prácticas de laboratorio.
- Protección Radiológica aplicada a Instalaciones nucleares y a Instalaciones médicas.

*Inscripción:* Antes del 7 de enero 2003.  
*Cuota:* 2.800 €. Se prevé un número limitado de cuotas reducidas para postgraduados recientes.

*Observaciones:* Se requieren conocimientos previos equivalentes a los de supervisor de instalaciones radiactivas. Organizado en colaboración con UCM, UPM, CSN, ENRESA, centrales nucleares y hospitales del Insalud.

*Más información:*

Formación en Energía y Medio Ambiente.  
Tel.: 91 346 62 98,

e-mail: javier.menarguez@ciemat.es

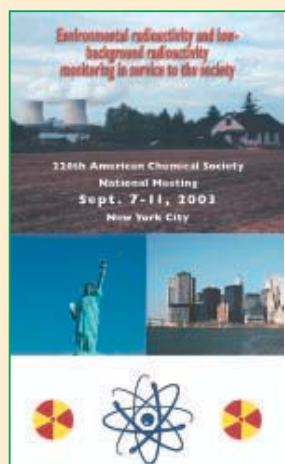
### • "Environmental radioactivity and low-background radioactivity monitoring in service to the society"

7-11 de septiembre de 2003. Nueva York. EE.UU.

El propósito del Congreso es reunir a los expertos en todas las áreas relacionadas con la radioactividad en el medio ambiente. Tradicionalmente, éste ha sido un tema interdisciplinar que abarca estudios nucleares y medio ambientales, química, física y física médica. El objetivo del congreso es promover el intercambio de información sobre la radioactividad medioambiental entre los investigadores y desarrollar directrices de futuro en este tema. Es de particular interés como los estudios de radioactividad medioambiental están sirviendo a la sociedad.

Los temas que tentativamente están propuestos para ser tratados en el congreso son:

- Radioactividad natural en el medio ambiente.
- Radioactividad producida por el hombre en el medio ambiente.
- Monitorización de la radioactividad en el medio ambiente para una respuesta de emergencia o antiterrorista.



- Métodos químicos para radioactividad medioambiental.
- Sistemas de detección de bajos niveles de fondo de radioactividad medioambiental.
- Exposición de la población debido a la radioactividad medioambiental.
- La radioactividad como trazador de procesos medioambientales.
- Otros temas en radioactividad medioambiental.

Está previsto que en febrero de 2003 estén disponibles los formularios de inscripción y las instrucciones para preparar las contribuciones en la página electrónica <http://www.cofc.edu/~nuclear/FutureMeetings.htm>

### • Jornada Científica "SISTEMA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA PARA LA PROTECCIÓN DEL MEDIO AMBIENTE".

15 de enero 2003. CIEMAT (Madrid)

La SEPR junto con el CIEMAT organizan esta Jornada, tal y como estaba previsto en el Plan de Actividades de la SEPR para 2002. La Jornada, que se celebrará el próximo 15 de enero en el salón de actos del CIEMAT, comenzará con dos conferencias impartidas por grandes expertos en el tema de la protección radiológica del medio ambiente, finalizando con un debate para que puedan participar todos los asistentes que lo deseen.

La Jornada se celebra aprovechando la presencia en Madrid del Grupo de Trabajo de ICRP que estudia la adaptación del actual sistema de protección radiológica, para que sean tenidos en cuenta los últimos avances y definiciones con respecto a la protección del medio ambiente frente a las radiaciones ionizantes. David Cancio, socio de la SEPR, forma parte de dicho Grupo de Trabajo.

### • Conferencia Internacional sobre Formación en Protección Radiológica: Estrategias de Futuro

11-19 de septiembre de 2003

El Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires (INSTN) perteneciente al CEA en Saclay organizó en 1999 una Conferencia sobre la Formación en Protección Radiológica (PR), con el objetivo prioritario de discutir las necesidades de formación en protección radiológica en los diferentes países de la Unión Europea.

La reunión, primera de este tipo, supuso una reflexión sobre la influencia de la evolución normativa de la Unión Europea en los diferentes programas de formación en protección radiológica, y la experiencia obtenida tras la adaptación de los programas tanto en la formación inicial como en la continua de los profesionales de la PR. Uno de los aspectos más debatidos ha sido el tema de la armonización de los programas de formación y la posibilidad de un reconocimiento de este tipo de formación a nivel europeo.

Durante la reunión se contactó con el grupo español asistente para la organización del siguiente evento en nuestro país en un plazo de tres años para analizar el estado del arte de los programas de formación en protección radiológica.

El próximo año está previsto la organización de la II Conferencia sobre Formación en PR: Estrategias de Futuro, que se celebrará en el CIEMAT (Madrid) durante los días 17, 18 y 19 de septiembre de 2003, y que nace con el objeto de revisar los resultados y discutir las estrategias futuras que cubran las necesidades planteadas. Para la organización se ha solicitado el apoyo de la Unión Europea dentro del V Programa Marco en medidas de acompañamiento como una euroconferencia (PETRA-03) y la del grupo de trabajo en educación y entrenamiento de d-C4 (Art. 31) que constituya un foro de intercambio de ideas y experiencias habidas entre los profesionales.

La organización corresponderá al CIEMAT con el apoyo y la colaboración de SEPR, CSN, ENRESA, SEFM, SNE y la participación de la CIPR, la CE y el OIEA.

Los principales objetivos de la Conferencia son:

- Analizar las futuras estrategias de la formación, los programas de formación en PR y la información para los diferentes grupos y sectores involucrados.
- Programas de formación inicial y continuada.
- Analizar las necesidades de material didáctico y los esfuerzos realizados por los organismos internacionales en el desarrollo de objetivos educativos en las diferentes áreas.
- Armonización de los programas de formación en los distintos niveles.

*Secretaría:* Formación en protección radiológica: Tel.: 91 346 62 98.

E-mail: ana.calle@ciemat.es

## Índice de artículos de RADIOPROTECCIÓN 2002

AUTOR	TÍTULO	NÚMERO
	IX Congreso de la Sociedad Española de Protección Radiológica.	Nº Extraordinario. Mayo 2002
BARQUERO, R. Y OTROS	Dosimetría neutrónica en un acelerador lineal de Radioterapia.	Nº34. Vol. IX 2002
DELGADO, A.; LEQUERICA, J. I.; Y OTROS	Análisis del IX Congreso de la Sociedad Española de Protección Radiológica.	Nº 33. Vol. IX 2002
DELGADO, ANTONIO	Nuevos desarrollos en sistemas activos para dosimetría y microdosimetría de neutrones.	Nº 34. Vol. IX 2002
FERNÁNDEZ, F.; GALLEGO, E.;	Espectrometría de neutrones aplicada a la dosimetría.	Nº 34. Vol. IX 2002
GARCÍA, A.; RUIZ, P.; Y OTROS	Diseño de un Plan de Emergencia en una unidad de braquiterapia de alta tasa.	Nº 33. Vol. IX 2002
LENTIJO LENTIJO, JUAN CARLOS; VILA, MARGARITA	Planificación de emergencias radiológicas en España. Revisión del Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN).	Nº 31. Vol. IX 2002
LORENTE, ALFREDO; Y OTROS	Calibración de monitores de área y dosímetros de neutrones.	Nº 34. Vol. IX 2002
RAMOS, L. I. Y HERRADOR, M.	Uso práctico del factor de acumulación en el cálculo de blindajes para un acelerador.	Nº 33. Vol. IX 2002
RIVAS BALLARÍN, M. A.; RUIZ MANZANO, P.; Y OTROS	Personalización de las restricciones y recomendaciones que debe seguir el paciente tratado con I-131. Una experiencia de dos años (2000-2001).	Nº 31. Vol. IX 2002
SEMPAU, JOSEP	Simulación Monte Carlo del transporte de la radiación. Aplicaciones en el campo de la física médica.	Nº 31. Vol. IX 2002
SOTIL, J.; SEOANE, A.; Y OTROS	Dosimetría personal TLD a dosis bajas: un estudio de la fiabilidad de las lecturas.	Nº 33. Vol. IX 2002
SUÁÑEZ, ANA; ROBLES, BEATRIZ	Estudio comparativo sobre dietas y hábitos alimentarios en la población española.	Nº 31. Vol. IX 2002
WERNLI, CHRISTIAN	Dosímetros electrónicos personales para neutrones. Nuevos desarrollos basados en detectores de almacenamiento directo de iones y en detectores de silicio.	Nº 34. Vol. IX 2002

### ENTREVISTAS

AUTORES	CARGO	NÚMERO
D'ERRICO, FRANCESCO	Doctor en Ingeniería Nuclear y profesor de Física de las Radiaciones.	Nº 34. Vol. IX 2002
FERNÁNDEZ BORDES, MANUEL	Presidente de la Sociedad Española de Física Médica.	Nº 31. Vol. IX 2002
LEGARDA, FERNANDO	Presidente del Comité Organizador del IX Congreso de la SEPR	Nº 33. Vol. IX 2002

### NOTA TÉCNICA

AUTORES	TÍTULO	NÚMERO
RODRÍGUEZ MARTÍ; LEQUERICA PÉREZ, IGNACIO	Cambios en la normativa aplicable a las instalaciones radiactivas y actividades conexas.	Nº 31. Vol. IX 2002