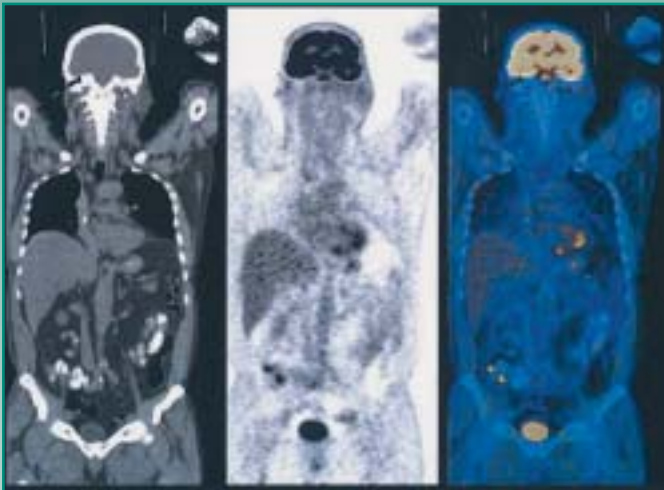


# RADIOPROTECCIÓN

REVISTA DE LA SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA



## *Especial* **MEDICINA NUCLEAR**



### ▲ *Entrevista:*

**María Teresa Estevan Bolea**  
*Presidenta del Consejo  
de Seguridad Nuclear*

### ▲ *El futuro de la medicina nuclear*

### ▲ *Autorización de instalaciones de tomografía por emisión de positrones. Experiencia adquirida*

### ▲ *Protección radiológica del paciente en la tomografía por emisión de positrones*

### ▲ *Protección radiológica en instalaciones de tomografía por emisión de positrones*

### ▲ *Protección radiológica operacional en la técnica del Ganglio Centinela*

Nº 36 • Vol. X • 2003



**Junta Directiva**

Presidente: *Pedro Carboneras.*

Vicepresidente: *José Gutiérrez.*

Secretario General: *Ramón Almuquera.*

Tesorero: *Eduardo Gallego.*

Vocales: *Francisco Carrera, Belén Fernández, Eugenio Gil,  
Pablo Gómez, Paloma Marchena.*

Vicepresidente para el Congreso IRPA 11: *Leopoldo Arranz.*

**Comisión de Asuntos Institucionales**

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

Responsable: *Pedro Carboneras.*

**Comisión de Actividades Científicas**

*Josep Baró, Cristina Correa, Natividad Ferrer, Fernando González,  
Fernando Legarda, M<sup>a</sup> Teresa Macías, Patricio O'Donnell, Pilar Olivares,  
Rafael Ruiz, José Carlos Saez.*

Responsable: *José Gutiérrez.*

**Comisión de Normativa**

*M<sup>a</sup> Luisa Chapel, M<sup>a</sup> Luisa España, Mercè Ginjaume, Isabel Gutiérrez,  
Araceli Hernández, M<sup>a</sup> Jesús Muñoz, M<sup>a</sup> Teresa Ortiz, Turiano Picazo,  
Eduardo Sollet.*

Responsable: *Ramón Almuquera.*

**Comisión de Comunicación y Publicaciones**

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

Responsable: *Paloma Marchena.*

**Comisión de Asuntos Económicos y Financieros**

*Mercedes Bezares, Pío Carmena, Jesús de Frutos, Marisa Marco, Patricio  
O'Donnell, 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**

*Agustín Alonso, Beatriz Gómez-Argüello, Paloma Marchena,  
Matilde Pelegrí, Carlos Prieto, Carmen Roig, Ángeles Sánchez,  
M<sup>a</sup> Luisa Sánchez-Mayoral y Marina Tellez de Cepeda.*

**Comité Científico**

Presidente: *Agustín Alonso*

*D. Cancio, L. Corpas, F. Cortés, A. Delgado, L. Domínguez, E. Gil,  
L. González, A. Hernández, I. Hernando, R. Herranz, I. Lequerica,  
M<sup>a</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. Úbeda, 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

**Imprime:** Publiequipo.

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



Foto de portada:  
*Imágenes obtenidas con un PET-CT.*

**S U M A R I O**

• Editorial	<b>3</b>
• Entrevista	<b>8</b>
<i>María Teresa Estevan Boléa</i> Presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear	
• Noticias	<b>4</b>
- de la SEPR	4
- Breves	55
- de España	67
- del Mundo	70
• Colaboraciones	<b>12</b>
- El futuro de la medicina nuclear	12
<i>J.L. Carreras.</i>	
- Autorización de Instalaciones de Tomografía por emisión de positrones. Experiencia Adquirida.	17
<i>C. Álvarez y M<sup>a</sup> L. Ramírez.</i>	
- Protección Radiológica del paciente en la tomografía por emisión de positrones	25
<i>J.M. Martí-Climent y M.J. García-Velloso.</i>	
- Protección radiológica en instalaciones de tomografía por emisión de positrones.	36
<i>J.A. Ruiz, C. Prieto y L. González.</i>	
- Protección Radiológica operacional en la técnica del Ganglio Centinela	43
<i>J.L. Carrasco, J.M. Jiménez-Hoyuela y A.C. Rebollo.</i>	
• Nota Técnica	<b>48</b>
- Sondas Intraoperatorias	
<i>Ignasi Modolell i Farré</i>	
• Proyectos de Investigación	<b>62</b>
• Publicaciones y Convocatorias	<b>73</b>

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

# Editorial

Cuando este número llegue a sus lectores, restará menos de un año para que la SEPR reciba en Madrid a la "gran familia" de la protección radiológica en el Congreso IRPA-11. El tiempo transcurre de un modo inexorable y este evento debe retornar al primer plano de preocupación y de ocupación de la Junta Directiva y también de todos los socios de la SEPR. Mediante este editorial se recuerda a todos las fechas clave del Congreso (algunas tan próximas como el 30/06/03) y también se pide todo el apoyo que se pueda prestar a las personas que están conduciendo el proceso organizativo, a través de los tres Comités que están funcionando y cuya constitución se puede ver en el 2º Anuncio distribuido hace algún tiempo. Surgirán dificultades y tendremos que resolverlas entre todos, porque este empeño no es sólo de algunos, sino que lo es de la SEPR en su conjunto.

Las actividades de todo tipo de la SEPR continúan con toda normalidad y sería poco oportuno hacer aquí una relación de ellas; pero se anima a todos a visitar la página electrónica de la Sociedad, que sigue tratando de mantenerse actualizada y de ofrecer a los socios información sobre el avance de las tareas y sobre las novedades que se van produciendo. Algo similar se puede decir sobre la página electrónica del Congreso IRPA-11.

La Comisión de Actividades Científicas está trabajando para tratar de establecer un marco claro y concreto que permita a la SEPR realizar actividades en el área de la formación y cualificación en protección radiológica. El espectro de posibilidades es amplio y conviene analizarlo bien, para tratar de buscar la mayor eficacia y eficiencia de tales actividades. Una vez fijado el marco (y quizás algunas sugerencias concretas con él), el tema debería pasar al grupo temático correspondiente, de forma que las iniciativas concretas surjan de aquellos socios interesados en el tema y la Junta Directiva pueda así optimizar sus esfuerzos. Esto es coherente con la idea básica de tales "Grupos Temáticos", algunos de los cuales ya han comenzado a trabajar. Desde aquí se anima a todos los socios a ser activos en aquellas áreas que sean de su interés, y a los "coordinadores" de cada grupo temático se les pide que "muevan el árbol" y que comiencen a enviar a la Junta Directiva sus iniciativas, a través del contacto que cada uno tiene definido en la Comisión de Actividades Científicas.

El presente número de la revista está dedicado, de forma monográfica, a presentar diversos temas de interés y actualidad indudables en la disciplina de "Medicina Nuclear", y tiene una especial densidad de contenido. Los cuatro primeros artículos están dedicados a aspectos diferentes de la tomografía por emisión de positrones (PET) y el último se refiere a la técnica del ganglio centinela. Finalmente, se ha incluido una nota técnica sobre sondas intraoperatorias.

En el primer artículo se destaca que la aplicación clínica fundamental del PET es el área de la oncología y se apuntan, como otras aplicaciones de gran interés, las de diagnóstico precoz y diferencial de demencias y su caracterización, y el estudio de la viabilidad miocárdica.

En el segundo artículo, se establece una diferenciación clara entre las instalaciones de PET que disponen de ciclotrón y que "son activas" en la preparación de sus radiofármacos, de aquellas otras que únicamente reciben el radiofármaco preciso y lo utilizan para el diagnóstico de paciente. Para unas y otras se ofrecen interesantes detalles sobre su operativa, sobre el riesgo y la protección radiológica y también sobre el control que ejerce sobre ellas el Consejo de Seguridad Nuclear.

En el tercero, se centra la atención en la protección del paciente y en los modos de obtener todo el beneficio diagnóstico en la aplicación de la PET, en forma compatible. Se describen los mecanismos adecuados de control del equipo; se analizan las dosis al órgano crítico y la efectividad para una amplia variedad de radiofármacos, y se apuntan buenas prácticas para lograr la optimización deseada.

El cuarto y último sobre la PET está dedicado de forma específica a la protección radiológica de los trabajadores implicados en esta técnica. Se cubre todo el proceso, desde la producción del radiofármaco hasta la obtención de la imagen y se destaca la importancia que tienen los aspectos de diseño y la disponibilidad de procedimientos adecuados de trabajo y de sistemas y equipos de protección. Finalmente se minimiza el tema de los residuos radiactivos, por los cortos periodos de semidesintegración de los radionucleidos empleados.

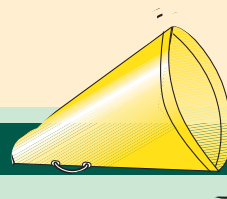
El quinto artículo presenta los resultados de un estudio sobre las dosis ocupacionales de personal de quirófano y del servicio de anatomía patológica durante el análisis del ganglio centinela. Su localización y estudio son básicos como indicador de la afectación del resto de la cadena ganglionar, y se suele realizar a través de la administración local de un sulfuro coloidal de Tecnecio-99m.

Por último se ha incorporado una nota técnica sobre las sondas intraoperatorias, que son una herramienta fundamental en la cirugía radioguiada. Con la introducción de la técnica del ganglio centinela, la cirugía radioguiada se ha convertido en un tema de actualidad. Se presentan y describen disponibilidades tecnológicas y se ofrece un listado de pruebas de control de calidad que pueden ser útiles para su aplicación.

En otro orden de cosas, conviene recordar que en septiembre de 2003, el CIEMAT organiza una Conferencia Internacional sobre "Formación en Protección Radiológica y Estrategias de Futuro". Para optimizar tiempos y esfuerzos, la Junta Directiva planea organizar en esas mismas fechas su reunión periódica y también convocar la Asamblea General Ordinaria de la SEPR prevista en los Estatutos. Próximamente se distribuirá la oportuna convocatoria.

La Junta Directiva desea finalmente renovar su agradecimiento a todos los que siguen haciendo posible que esta revista llegue a todos los socios con regularidad y con su tradicional espíritu de mejora, y anima a todos a colaborar con ellos y a participar activamente en su contenido.





### La Junta Directiva Informa

- Prosigue la actividad del Foro sobre protección radiológica en el ámbito sanitario, en el que participan el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y las Sociedades Científicas relacionadas con el tema (SEFM y SEPR).

- El pasado 27 de mayo tuvo lugar una nueva reunión del Foro sobre protección radiológica en el ámbito sanitario, que viene funcionando desde hace ya casi tres años, y que está generando resultados bien visibles y de indudable beneficio para las tres organizaciones que lo constituyen y, por ende, para los profesionales que desempeñan su actividad en dicho sector. En un próximo artículo que se está preparando actualmente para las respectivas revistas de las organizaciones que lo forman, se describirá la génesis, la historia, los resultados y los planes de futuro de este Foro.

La delegación del CSN estuvo en cabecera por el director técnico de Protección Radiológica, acompañado del subdirector general de Protección Radiológica Ocupacional, de la jefa del Gabinete de Presidencia y de otros seis responsables técnicos de diversas áreas y servicios. Por parte de las Sociedades estuvieron presentes sus respectivos presidentes, acompañados de otros cinco representantes.

A continuación se presentan, de forma esquemática, los resultados y acuerdos más significativos logrados:

1. El CSN informó de la esperable próxima publicación de una norma nacional que definirá los niveles de contenido radiactivos para que un material residual deba ser considerado como "radiactivo".

2. Está ultimado, y se incorporará próximamente a la página electrónica, el documento y las fichas sobre la aplicación de la protección radiológica a las trabajadoras gestantes. En

muy corto plazo se difundirán también profusamente unos trípticos divulgativos.

3. Se da por terminado el informe sobre el estado de la metrología y la identificación de las necesidades a cubrir, que se incorporará también a la página electrónica. El CSN se ha dirigido a las otras autoridades nacionales competentes, para tratar de inducir la adopción de las medidas complementarias identificadas.

4. Están a punto de iniciar sus actividades tres nuevos grupos de trabajo, que deben acometer los siguientes objetivos.

a) Desarrollar métodos y protocolos para utilización de la dosimetría de área en el control dosimétrico de trabajadores, en cumplimiento del artículo 31 del RINR.

b) Elaborar un documento informativo-divulgativo y unas guías técnicas, para aplicar de forma práctica y lógica el control de contaminación interna en medicina nuclear.

c) Desarrollar protocolos y guías técnicas prácticas para aplicación de protección radiológica respecto de los pacientes tratados en terapia metabólica.

Adicionalmente, un pequeño grupo se ocupará de preparar un protocolo para aplicar en la práctica el control de efluentes, según lo descrito en un documento amplio preparado ya en el pasado y que asimismo se hará accesible en la página electrónica en un futuro próximo.

Finalmente, se exploraron otras posibles actividades a acometer, pero ya en el año 2004.

5. El CSN y las Sociedades analizaron el modo óptimo en que éstas lleven a cabo actividades de formación-información en protección radiológica a diversos colectivos amplios, no especialistas, del entorno sanitario.

En las próximas semanas deberá producirse una clarificación final de las áreas y los objetivos a cubrir, para poder firmar los acuerdos correspondientes con el CSN, que financiaría a las actividades de forma completa.

6. Otros temas tratados de interés general.

a) Las dos Sociedades van a preparar un artículo sobre la formación en PR en el ámbito sanitario, para la revista del CSN.

b) El Ministerio de Sanidad va a presentar en Vigo, en junio de 2003, el Plan de Actividades del OIEA sobre la protección del paciente, emanado de la Conferencia de Málaga de hace unos meses.

c) El CSN apoyará la iniciativa de las Sociedades para difundir e incitar al uso del protocolo recientemente preparado para realizar las verificaciones y calibraciones operativas de activímetros.

Finalmente, se acordó que todos los documentos que se preparen y acuerden en el Foro serán divulgados como tales, con independencia de otras eventuales actuaciones propias que las organizaciones participantes decidan acometer. En esta línea, se incluirán próximamente en la página electrónica de la Sociedad los documentos generados por el Foro que aún no lo estaban, incluyendo los ya mencionados.

La existencia del Foro se está demostrando de una elevada utilidad y su funcionamiento, con la ayuda de todos, está siendo francamente eficaz. El deseo de las tres organizaciones que lo forman es que continúe así, y se insta a todos a apoyar con su trabajo y esfuerzo tal objetivo.

La próxima reunión será en el otoño de 2003.

*(El Presidente de la SEPR)*

## CARTAS AL DIRECTOR

Estimada directora, soy socio de la Sociedad Española de Protección Radiológica, y me gustaría con esta carta felicitar a la Junta Directiva de la Sociedad por la mejora realizada en la página electrónica de la SEPR. Me gustaría resaltar, por la utilidad que está teniendo para mi trabajo, la amplia información recogida en el apartado de enlaces. El hecho de poder acceder desde este apartado a multitud de instituciones nacionales e internacionales y a diversas revistas relacionadas con la protección radiológica facilita la siempre tediosa labor de estar al día en los últimos avances del te-

ma. También es de gran utilidad poder acceder a la revista *Radioprotección* "on line" para consultar u obtener artículos en ella publicados.

Aprovechando la carta, me gustaría comentar un aspecto que yo echo en falta. Creo que sería de gran utilidad para los socios poder acceder a cada uno de los grupos temáticos de la SEPR, para lo cual sería conveniente crear un nuevo apartado en la página en el que aparecieran los distintos grupos temáticos, sus coordinadores y, lógicamente, la información que en cada uno de ellos se vaya produciendo. Creo que ello podría animar a los socios a participar más activamente en los grupos más afines a su tema de trabajo.

Un cordial saludo.

*Miguel Ángel Morcillo Alonso*  
Dosimetría de Radiaciones  
CIEMAT. Madrid.

### **Contestación a la carta de Miguel Á. Morcillo Alonso. Dosimetría de radiaciones CIEMAT. Madrid.**

Estimado compañero:

Muchas gracias por tu atenta carta.

Traslado la felicitación a la Junta Directiva junto con la propuesta, sumamente interesante, de crear un nuevo apartado en la página electrónica de la Sociedad para, poder acceder directamente a cada uno de los grupos temáticos, conocer el nombre de sus coordinadores así como la actividad científica llevada a cabo por cada uno de ellos. Estoy segura de que la Junta Directiva aprobará dicha propuesta, y posteriormente se procederá a actuar en consecuencia.

Iniciativas como la que se ponen de manifiesto en tu carta ayudan sin duda a mejorar y optimizar el funcionamiento de la página electrónica de la Sociedad.

Gracias nuevamente y mi más cordial saludo.

*Pilar López Franco*  
Directora de Radioprotección

nicos, en función de los temas a tratar.  
El orden del día incluía los siguientes asuntos a debatir: resultado del curso de auditores de radioterapia en la Comunidad de Castilla y León, acuerdo sobre información al público sobre medidas sanitarias y comportamiento ante emergencias radiológicas, unificación de los cursos de formación en PR de primer y segundo nivel para los radiólogos y cardiólogos intervencionistas, proyecto de Guía para la vigilancia médica de trabajadores expuestos, titulación requerida para los jefes de PR de las instalaciones sanitarias en el ámbito privado, propuesta de pruebas de aceptación de equipamiento radiológico elaborada por ANIEL, relación de mínimos a comprobar en las auditorías de calidad de las unidades de medicina nuclear, y un apartado de "varios".

De la reunión pueden destacarse las siguientes cuestiones:

- Se anunció la creación de un Plan de Acción Internacional para la Protección Radiológica del Paciente, cuya sesión constituyente se celebrará en España.

- El acuerdo del Consejo de Ministros acerca de las medidas sanitarias y el comportamiento de la población en caso de emergencia radiológica requiere la adopción de acciones conjuntas entre CSN y las autoridades sanitarias, consistentes en una primera fase en la elaboración y divulgación de información básica a la población, y el inventario de recursos sanitarios disponibles. Una segunda fase iría destinada a especialistas sanitarios.

- Acuerdo para la creación de un Grupo de Trabajo que confeccione un programa de formación en protección radiológica para radiólogos y cardiólogos intervencionistas que unifique la formación necesaria para la obtención de la acreditación de estos profesionales como directores de Instalaciones de Radiodiagnóstico, e incluya además la formación de segundo nivel, más específica, requerida por la legislación vigente.

- No se consideró viable modificar el Real Decreto 220/1997, por el que se crea y regula la obtención del título

## Reunión de la Ponencia sobre PR

El pasado 14 de enero se celebró la reunión de la PONENCIA SOBRE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, crea-

- da por Acuerdo del Pleno del Consejo Interterritorial del SNS, con la asistencia de representantes del CSN, de las Comunidades Autónomas, del Instituto de Salud "Carlos III", y de las Sociedades de Física Médica y Protección Radiológica, así como otros asesores técnicos.

Oficial de especialista en radiofísica hospitalaria, para incluir la exigencia de la mencionada titulación a los jefes de Servicio de PR de las instituciones sanitarias del ámbito privado, en consonancia con lo exigido a las públicas. El CSN y el MSC acuerdan estudiar otras vías de solución.

- En el apartado de varios, además de las presentaciones de la nueva versión del Protocolo Nacional de Control de Calidad en Radiodiagnóstico y del Manual Genérico de Protección Radiológica en el ámbito sanitario, se trataron diversos asuntos como la agenda del SIPREM, el envío de datos a la UNSCEAR correspondientes a 2003, la celebración de un simposio sobre auditoría clínica en Tampere (Finlandia), la convocatoria para la contratación de evaluadores para proyectos del VI Programa Marco de Investigación de la UE, la disponibilidad de señalización adaptada al nuevo Reglamento de Protección Sanitaria en el CND, y de ejemplares de distribución gratuita del documento PR118 de la UE en el Servicio de Publicaciones del MSC, y la solicitud de regulación de los recursos mínimos necesarios para la realización de actividades relativas a la PR en los centros sanitarios, por parte de las autoridades sanitarias.

*Francisco Carreras  
Vocal Junta Directiva SEPR*

## Reunión del grupo temático de la SEPR sobre medida de radiactividad en el medio ambiente

El pasado 27 de febrero se celebró en Valencia la primera reunión del grupo temático de la SEPR sobre "Medida de radiactividad en el medio ambiente", en la que se constituyó oficialmente dicho grupo.

A la reunión asistieron, además de los coordinadores Lucila Ramos (CSN) y Fernando Legarda (U. País Vasco), los miembros de la SEPR Lourdes Romero (CIEMAT), Francisco de Lucas (Nucle-

nor) y Rafael García-Tenorio (U. Sevilla).

Durante la reunión se acordó que los temas científicos que constituirán el ámbito de actuación del grupo son los siguientes: Medida de radiactividad, incluyendo la necesaria radioquímica; muestreo; especiación de radionucleidos; modelos de migración de radionucleidos y obtención de parámetros realistas para condiciones mediterráneas (españolas).

Entre los objetivos del grupo se incluyen: 1) Fomentar la relación entre modelistas y experimentalistas; 2) mantener, en colaboración con la Sociedad Nuclear Española, la continuidad de las Jornadas sobre Calidad en el Control de la Radiactividad Ambiental, así como organizar la realización de jornadas de discusión sobre cualquiera de los temas de su competencia; 3) analizar, con el propósito de obtener vías de acreditación de la calidad asequibles a los intereses y peculiaridades de los laboratorios implicados en la medida de la radiactividad ambiental, las diferentes opciones actualmente disponibles; (4) promover la creación de grupos encargados de recopilar el conocimiento existente actualmente sobre contenido y migración de radionucleidos en España.

Para poder conseguir los objetivos arriba descritos, se realizó una primera división en compartimentos y una asignación de coordinadores para medio marino (Rafael García-Tenorio), medio terrestre (Lourdes Romero y Fernando Legarda), aguas continentales (Marcial Montero) y medio atmosférico (pendiente de definir su coordinador).

*Lucila Ramos y Fernando Legarda  
Coordinadores del grupo temático*

## Jornada de presentación del protocolo español de calidad en radiodiagnóstico, Revisión 1

El día 9 de abril, en la sala Malquer de la antigua Dirección General

del Insalud (Madrid), tuvo lugar la Jornada Técnica de presentación del I Protocolo Español de Control de Calidad en Radiodiagnóstico, Revisión I, auspiciada por el Ministerio de Sanidad y Consumo.

Al acto, inaugurado por José M<sup>a</sup> Martín Moreno, director general de Salud Pública, asistieron unas 100 personas: radiólogos, técnicos, radiofísicos hospitalarios y representantes de la industria.

Tras una sesión en la que intervinieron Mercedes Bezares, representante de la Dirección General antes citada; Manuel Fernández Bordes y Pedro Carboneras Martínez, respectivos presidentes de la SEFM y de la SEPR, y Eduardo Fraile Moreno, en representación de la Seram. El profesor Vañó Carruana, coordinador de sendas versiones del Protocolo (1996 y revisión actual), describió la importancia del documento, desde su inicio, en la implantación de la cultura de la calidad y la optimización de la dosis recibida por el paciente.

La versión objeto de la jornada tiene en cuenta las nuevas tecnologías, contempla la Directiva Europea 97/43 de EURATOM y el RD 1976/99, por el que se establecen los criterios de calidad en radiodiagnóstico.

El presente documento, presentado por Manuel Alonso, ha sido elaborado por un grupo de trabajo de 15 miembros y pretende ser un documento en constante evolución, de utilidad para los radiólogos y radiofísicos. Está compuesto por tres partes: *Control de calidad, indicadores globales de calidad* (dosis al paciente, calidad de imagen y tasa de rechazo), y *sistemas de registro, visualización y almacenamiento de imágenes*.

El acto finalizó con un coloquio general en el que se puso de manifiesto la importancia de la participación activa de los profesionales implicados en la obtención de imágenes con la relación calidad /dosis mejor posible.

*Comité de Redacción*

## Actividades para 2003 de la SEPR

La Sociedad Española de Protección Radiológica desarrollará hasta finales de 2003 las siguientes actividades:

### Reuniones y Jornadas Científicas:

Jornada sobre *"Revisión y actualización del Protocolo de control de calidad en radiodiagnóstico"*. Ministerio de Sanidad y Consumo, **celebrada el 9 de abril de 2003**.

Jornada sobre *"Dosis a pacientes en el área de radiodiagnóstico"*. Hospital Ramón y Cajal de Madrid, a **principios de octubre de 2003**.

II Conferencia Internacional sobre *"Formación en protección radiológica. Estrategias de futuro"*. CIEMAT, del **17 al 19 de septiembre de 2003**.

### Organización del Congreso IRPA-11

IRPA-11 se celebrará en el Palacio de Congresos y Exposiciones de Madrid, del **23 al 28 de mayo de 2004**.

### Actividades de difusión

Revista *RADIOPROTECCIÓN*.

**Página electrónica** de la SEPR ([www.sepr.es](http://www.sepr.es)).

### Publicaciones

Revisión del *"Protocolo español de control de calidad en radiodiagnóstico"*.  
Manual genérico sobre *"Protección radiológica en el ámbito sanitario"*.

### Otras actividades

Participación en la **traducción oficial al castellano de varias Guías de Seguridad del Organismo Internacional de Energía Atómica**.

**Acuerdo de la SEPR y la SEFM para el desarrollo de actividades de formación e información.**

### Actividades de carácter práctico y operativo:

Aplicación de la Reglamentación sobre trabajadores externos.

Definición y ejercicio de las responsabilidades atribuidas a los servicios de protección radiológica.

### Actividades del Grupo Iberoamericano de Sociedades Científicas de Protección Radiológica (GRIAPRA)

Las actividades previstas para 2003, a través de la SEPR (GRIAPRA), se concretan en los proyectos **"Donación de equipamiento mamográfico y formación radiológica en hospitales pobres de América Latina"** y **"Control de calidad en instalaciones iberoamericanas en mamografía, radiodiagnóstico y medicina nuclear"**.

En la página electrónica de la SEPR ([www.sepr.es](http://www.sepr.es)) se puede encontrar toda la información completa sobre estas actividades, así como las ya celebradas durante 2003.

## Foro sobre protección radiológica en el medio hospitalario

Dentro del Foro sobre Protección Radiológica en el Medio Hospitalario, celebrado entre el Consejo de Seguridad Nuclear, la Sociedad Española de Protección Radiológica y la Sociedad Española de Física Médica, se han elaborado una serie de documentos de carácter informativo dirigidos a los trabajadores y profesionales de la medicina expuestos en el medio hospitalario a los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, entre los que se incluyen los riesgos para los fetos de las trabajadoras gestantes.

Dichos documentos se pueden consultar en la página electrónica de la SEPR ([www.sepr.es](http://www.sepr.es)).

## El presidente de la SEPR y el vicepresidente del Comité Organizador de IRPA'11 entrevistados para Nuclear España

Con motivo de la publicación de un próximo número dedicado al estudio de las aplicaciones no energéticas de las radiaciones ionizantes, la revista de la Sociedad Nuclear Española, *Nuclear España*, ha entrevistado a Pedro Carboneras y a Leopoldo Arranz.

Pedro Carboneras ha informado sobre los objetivos de la Sociedad y las actividades que organiza para sus socios, haciendo especial énfasis en la importancia que estas sociedades profesionales tienen como elemento de servicio a los profesionales. Además, ha expuesto la situación de la protección radiológica en España y su evolución en el ámbito internacional.

Por su parte, Leopoldo Arranz ha realizado una completa presentación de IRPA'11, el programa científico y los aspectos organizativos más destacados, animando a todos los profesionales y las empresas del sector a que participen activamente en este evento.



## Entrevista con **María Teresa Estevan Bolea**

**Presidenta  
del Consejo  
de Seguridad  
Nuclear**

*María Teresa Estevan Bolea es ingeniera industrial por la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona y diplomada en Alta Especialización en Soldadura e Ingeniería Ambiental. Perteneció al Cuerpo de Ingenieros Industriales del Estado.*

*Ex diputada del Parlamento Europeo y miembro y portavoz de la Comisión de Energía, Investigación y Desarrollo Tecnológico y miembro de la Comisión de Medio Ambiente, de 1994 a 1999, Estevan ha sido diputada por Madrid en dos legislaturas y miembro y portavoz del Grupo Popular en materia de Energía y Medio Ambiente de la Comisión de Industria del Congreso de los Diputados, así como miembro y portavoz de este grupo en la Comisión Mixta Congreso-Senado sobre Ciencias y Tecnología, y miembro de la Comisión Mixta para la Igualdad de Oportunidades de la Mujer.*

*Ha sido directora general del Medio Ambiente y secretaria general de la Comisión Interministerial del Medio Ambiente en el MOPU, así como subdirectora general en dicho ministerio.*

*Presidenta del Consejo Superior de Industria y Energía y Consejera de la Comisión Nacional de Energía.*

*En el año 2001 fue designada presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear.*





## **LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, EL FIN DEL CSN**

La Ley de Seguridad Nuclear de 1964, la Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear de 1980 y el Estatuto del CSN de 1982 sitúan a la protección radiológica como una función primordial de este Organismo Regulador.

Según su presidenta, "nuestro fin es la protección radiológica de los trabajadores, de las personas, de los bienes y del entorno de las instalaciones, tanto si son centrales nucleares como instalaciones radiactivas, aunque la responsabilidad de su funcionamiento es de los titulares".

La autorización de estas instalaciones depende de la Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio de Economía, mientras que el registro de los rayos X depende de las Autonomías. "El Consejo lo que hace es licenciar a las personas, a las Unidades Técnicas de Protección Radiológica de los centros (UTPR), y estamos intentando estrechar mucho la colaboración con las Autonomías para las encomiendas. Últimamente, con Canarias y Galicia creo que hemos realizado un avance importante, y en estos momentos estamos intentando llevarlo a cabo también con Andalucía".

## **EL PAPEL DEL CSN EN LAS INSTALACIONES RADIATIVAS**

A efectos de licenciamiento y control, el *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* distingue entre las instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear y las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales, denominadas simplemente instalaciones ra-

diactivas, que se clasifican como de primera, segunda y tercera categoría, en función de su destino, de la actividad de los isótopos o de las características de los generadores de radiación de que disponen.

A 31 de diciembre de 2002, tenían transferidas las competencias ejecutivas sobre las instalaciones radiactivas de primera, segunda y tercera categoría Asturias, Baleares, Canarias, Cantabria, Cataluña, Castilla y León, Ceuta, Extremadura, Galicia, La Rioja, Madrid, Melilla, Murcia, Navarra, País Vasco y Valencia.

Aunque el número de instalaciones comerciales está incrementándose muchísimo, María Teresa Estevan Bolea explica que son las instalaciones médicas las que más le preocupan a ella. "Las instalaciones de rayos X, más de 21.000, se rigen, según prevé la Ley de Energía Nuclear, por un reglamento específico que establece para ellas un sistema de declaración y registro a cargo de las Comunidades Autónomas. El cometido del Consejo, según el *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*, es el control del funcionamiento y la inspección de las instalaciones radiactivas una vez autorizadas, incluidas las instalaciones de rayos X de diagnóstico. Para hacerlo, el Consejo cuenta con medios humanos y económicos, y con ayudas externas muy buenas, como pueden ser el CIEMAT o ENRESA". No obstante, en el ámbito de la medicina, el Consejo de Seguridad Nuclear no tiene competencia para intervenir porque el control le corresponde a los Servicios de Protección Radiológica de los hospitales.

"En cuanto a la evaluación, licenciamiento y control de las instalaciones radiactivas, el artículo segundo

de la Ley de creación del CSN encomienda algunas de estas actividades a determinadas Comunidades Autónomas, con objeto de establecer una relación más próxima, ágil y flexible con los administrados, y de aumentar la intensidad de las actuaciones". María Teresa Estevan Bolea asegura que estas encomiendas están funcionando muy bien en Cataluña, en el País Vasco, en Valencia y pronto en Galicia.

En la actualidad existen en España 1.315 instalaciones radiactivas (964 de primera categoría y 350 de segunda) que cuentan con autorización de funcionamiento. "Así mismo, el Consejo de Seguridad Nuclear tiene constancia de la inscripción de 21.884 instalaciones de radiodiagnóstico en los correspondientes registros de las Comunidades Autónomas, con un total de 78.000 personas trabajando en el ámbito médico".

Según el artículo segundo de la Ley de creación del CSN, el Consejo puede elaborar y aprobar instrucciones y circulares de carácter técnico aplicables a las instalaciones radiactivas, y el *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* le concede la facultad para remitir, directamente a los titulares de autorizaciones, Instrucciones técnicas complementarias para garantizar el mantenimiento de las condiciones y requisitos de seguridad de las instalaciones y para el mejor cumplimiento de los requisitos incluidos en las autorizaciones.

En el ámbito de las instalaciones industriales, se ha continuado con el control sobre los equipos y materiales radiactivos fuera de uso. No está justificado que se mantenga almacenado durante mucho tiempo un equipo fuera de uso, ya que puede entrañar riesgo de pérdida

de control sobre el material o equipo radiactivo. Por esta razón, cuando se detectan equipos en esta situación, el CSN insta a las empresas a que inicien las gestiones de retirada por los cauces reglamentarios y establece un seguimiento estrecho del desarrollo de estas gestiones.

Por otra parte, durante el año 2002 siguió la tendencia de solicitudes de autorización para instalaciones radiactivas cuya finalidad era la comercialización de monodosis de radioisótopos no encapsulados para usos médicos (radiofarmacias), así como de instalaciones radiactivas con fines de producción de emisores de positrones (F-18) en ciclotrones y síntesis de radiofármacos (principalmente 18-FDG) para su comercialización y uso en instalaciones de diagnóstico médico.

### **FUNCIONAMIENTO DE LAS INSTALACIONES RADIATIVAS**

El Consejo de Seguridad Nuclear estima que el funcionamiento de las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales se desarrolló durante el año 2002 dentro de las normas de seguridad establecidas, respetándose las medidas precisas para la protección radiológica de las personas y el medio ambiente, y, por tanto, sin que se produjeran situaciones de riesgo indebido.

En este contexto, el Consejo está centrando sus estrategias de actuación en una serie de temas genéricos: fomentar la implantación de una cultura de seguridad mediante los contactos pertinentes con instituciones y asociaciones profesionales; reforzar las actuaciones de inspección; incrementar la eficacia y eficiencia en la aplicación de la normativa; reforzar el enfoque de



proporcionalidad con el riesgo en los requisitos incluidos en la normativa y en las autorizaciones, así como en las actuaciones de control del CSN, y mejorar la eficiencia de los procesos internos.

### **LOS RETOS DEL CSN EN EL MUNDO SANITARIO**

Teniendo en cuenta el espectacular crecimiento del número de ciudadanos que son atendidos por la sanidad pública, la presidenta del CSN concede una importancia especial a este sector.

“Aparte de licenciar, controlar, inspeccionar y registrar, tareas que venimos desarrollando, es necesario que el Consejo apoye a los profesionales de estos servicios para que sus inmediatos superiores valoren la entidad del trabajo que realizan. Por tanto, y puesto que las competencias en materia sanitaria han sido transferidas a las Comunidades Autónomas, son las Consejerías de Sanidad, y el Ministerio de Sanidad para algunos temas, las que deben desarrollar esta labor de mentalizar a los gerentes de los hospitales y a

los directores de los departamentos, porque es innegable que los Servicios de Protección Radiológica de los hospitales desempeñan una función vital”.

### **Formación**

Otro reto al que el Consejo de Seguridad Nuclear ha de hacer frente es el de la capacitación, especialmente en el mundo en que vivimos, “que avanza a una velocidad de vértigo y donde todo se sustituye rápidamente. En este contexto, la rápida puesta al día de los conocimientos es fundamental porque lo que hemos aprendido hace 10 ó 5 años queda rápidamente obsoleto. Por ejemplo, la braquiterapia está avanzando mucho; los radiofármacos están aumentando espectacularmente, y hay hospitales que tienen cien tipos de isótopos como radiofármacos; en radioterapia se está sustituyendo prácticamente toda la cobaltoterapia por aceleradores, y se extiende el uso de los ciclotrones”.

Para María Teresa Estevan, uno de los principales problemas actuales



en España es el de la educación, especialmente las carencias del bachillerato. Por eso, "todo lo que se haga en educación, en formación en los distintos niveles, es estupendo, porque, aunque sólo sea por documentar y mentalizar a la gente, merece la pena". En este contexto, las carencias de la formación teórico-práctica de los técnicos sanitarios es un problema cuya solución, en opinión de la presidenta del Consejo, tiene que partir de las Consejerías de Sanidad de las Comunidades Autónomas y de los propios hospitales, aunque "instituciones como la SEPR también podrían acometer esta labor, si bien se trataría de una actividad a desarrollar voluntariamente".

#### **LA PROTECCIÓN DEL MEDIO AMBIENTE**

María Teresa Estevan asegura que el control medioambiental es uno de los pilares más sólidos de la política de actuación del Consejo de Seguridad Nuclear. "Tenemos la red REVIRA, integrada por más de 300 estaciones. Hay cuatro redes de control para medir la contaminación potencialmente radiactiva porque tenemos numerosos convenios con distintas universidades repartidas por todo el territorio nacional. Además de los datos que proporciona la red REA de Protección Civil del Ministerio de Interior, las universidades miden, valoran y nos envían los datos".

"Social y tecnológicamente estamos extraordinariamente avanzados. Pasan de la treintena los países que tenemos centrales nucleares; en total hay 441 reactores nucleares operativos, y nos hemos mentalizado mucho con ello, con lo cual extrapolarlo hacia estas otras actividades de control ambiental ha sido

mucho más fácil, frente a lo que les ocurre a los países que no tienen nucleares, que han dedicado menos atención y recursos a este tema".

#### **DOSIMETRÍA PERSONAL**

En el año 2002 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en las instalaciones radiactivas y que fueron controlados por los centros fueron 78.688. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 36.883 mSv por persona.

Si se considera en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media de este colectivo resultó ser de 0,83 mSv/año, lo que representó un porcentaje de 1,7% del límite anual de dosis (50 mSv/año).

En 11 trabajadores (un 0,01% del total) se registraron lecturas que constituían casos de potencial superación del límite anual de dosis establecido en el *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*. En todos los casos de potencial superación del límite anual de dosis, el Consejo de Seguridad Nuclear tiene establecido un protocolo de investigación.

Según María Teresa Estevan, "en la mayoría de los casos, la dosis no ha sido nunca recibida por la persona que portaba el dosímetro, y los valores anormales se deben casi siempre a una mala gestión del dosímetro, es decir, al mal uso, pérdida, manipulación, olvido del mismo dentro de la sala de exploración, o causas similares".

#### **COMUNICACIÓN E INFORMACIÓN**

La presidenta del CSN reconoce que en el ámbito de la comunicación y la información a la sociedad existen unas carencias inmensas.

"Desde 1977 hasta 1982, con el Gobierno de UCD, fui directora general de Medio Ambiente, el único Organismo que se ocupaba del medio ambiente. Tuvimos la suerte de que en el Ministerio de Educación renovaron todos los programas de la enseñanza primaria y secundaria, y pudimos introducir los temas de medio ambiente, no como asignatura especial, sino transversal, poniendo el acento en el medio ambiente en ciencias, en historias, en todo. Me sentí muy optimista porque entonces pensé que los chicos estaban educados, pero pronto me di cuenta de que no era así porque el principal problema era, y sigue siendo, que desde las propias familias no se estaba educando adecuadamente".

Lo que sí es cierto es que desde el Consejo de Seguridad Nuclear se van a seguir desarrollando y promoviendo todas aquellas actuaciones encaminadas a mejorar esta situación. Un ejemplo lo tenemos en el Centro de Información del CSN, que recibe al año entre 5.000 y 6.000 visitas y donde los niños disfrutan enormemente aprendiendo lo que son los isótopos que se utilizan en medicina para curar el cáncer, o cómo funciona y para qué sirve una central nuclear.

En opinión de la presidenta del CSN, "es necesario dar a conocer al público en general la realidad de las radiaciones ionizantes, sus efectos y los mecanismos de protección. Para ello, es fundamental la utilización de los medios de comunicación con gran tirada y difusión. Por otra parte, la colaboración con asociaciones profesionales como la SEPR es necesaria para abordar nuevas acciones de formación y comunicación, de una manera eficaz y permanente".

# El futuro de la medicina nuclear

J.L. Carreras

Servicio de Medicina Nuclear. Hospital Clínico San Carlos

## RESUMEN

La Medicina Nuclear (MN) se dedica a las aplicaciones médicas de las moléculas marcadas con radionucléidos. Las imágenes diagnósticas de la MN pueden superar o complementar a otras técnicas de diagnóstico por imagen en determinadas situaciones clínicas. La utilidad clínica de la Tomografía por Emisión de Positrones (PET) es cada día mas evidente, especialmente en Oncología. Las imágenes híbridas de PET y TAC o de PET y RNM abren nuevas oportunidades en diagnóstico y planificación de Radioterapia y nuevas relaciones entre las especialidades radiológicas. La cirugía radiodirigida y la terapia con radionucléidos son otras líneas de desarrollo de la MN.

## ABSTRACT

Nuclear Medicine (NM) is dedicated to medical applications of molecules labeled with radionuclides. The NM diagnostic images can surpass or complement other diagnostic imaging techniques in some clinical situations. The clinical usefulness of Positron Emission Tomography is more and more evident, especially in Oncology. PET-TAC and PET-NMR hybrid images offer new chances in diagnosis and Radiotherapy planning and new relations between the radiological specialities. Radioguided surgery and radionuclide therapy are other development techniques of the NM.

## INTRODUCCIÓN

La Medicina Nuclear es una especialidad que trata de las aplicaciones médicas en diagnóstico y terapia de moléculas marcadas con isótopos radiactivos. Hace alrededor de 50 años coincidieron en el tiempo dos hechos históricos [1]. Uno de ellos fue el programa americano "Atomos para la Paz", que intentaba lavar la mala imagen derivada del holocausto nuclear de la segunda guerra mundial potenciando las aplicaciones pacíficas de la energía atómica que significó el lanzamiento de la Medicina Nuclear. El segundo hecho histórico fué la descripción de ADN por Watson y Crick, que supuso el despegue de la Biología Molecular. Hoy la Biología Molecular y la Medicina Nuclear caminan juntas hacia un prometedor futuro común.

El concepto anatomo-clínico de Virchow de la enfermedad ha prestado grandes servicios a la medicina, pero hoy se ha quedado corto. La medicina moderna no sólo necesita diagnosticar la enfermedad con precisión anatómica a nivel orgánico o tisular, sino además tiene que diagnosticar y clasificar la enfermedad desde un punto de vista celular y molecular [2,3], con objeto de seleccionar un tratamiento más efectivo y monitorizar este tratamiento.

En muchas ocasiones los métodos de diagnóstico por imagen de la Medicina Nuclear (gammagrafías, SPECT, PET) permiten hacer diagnósticos correctos donde otros métodos de imagen, con una resolución espacial mucho mejor, fracasan. En numerosas enfermedades y situaciones los cambios moleculares y funcionales preceden a los estructurales o anatómicos.

La información funcional, bioquímica, molecular y metabólica de los métodos nucleares produce imágenes con elevado contraste entre la lesión y los tejidos sanos que permite hacer diagnósticos en algunos casos donde los métodos de imagen estructural están más limitados.

Otro aspecto a reseñar es que las relaciones de la Medicina Nuclear con las otras especialidades radiológicas (Oncología Radioterápica y Radiodiagnóstico) se están incrementando. Es sobre todo la PET la que está estableciendo nexos de unión con estas especialidades.

Los tres pilares sobre los que asienta el presente y el futuro inmediato de la Medicina Nuclear son: la PET, las nuevas terapias y la cirugía radioguiada, en especial la biopsia radioguiada del ganglio centinela.



## LA TOMOGRAFÍA POR EMISIÓN DE POSITRONES (PET)

La Tomografía por Emisión de Positrones es el exponente más claro de la evolución de la Medicina Nuclear. Utilizada previamente en investigación, los últimos años del siglo pasado han contemplado su introducción en la clínica, merced a la evolución de las cámaras PET y a la difusión de ciclotrones. Su aplicación clínica fundamental es la Oncología [4]. Aquí puede servir desde para determinar la naturaleza benigna o maligna de una lesión (Figura 1) conocida hasta para confirmar, detectar y localizar una recurrencia sospechada, pasando por la estadificación (Figura 2), reestadificación, pronóstico y valoración de la respuesta a la terapia [5]. En la mayoría de las citadas situaciones y en la mayoría de los tumores, o al menos en los más frecuentes, la PET resulta no sólo muy eficaz, sino que además es costo-eficiente si se utiliza correctamente.

En España, se ha aprobado en Mayo del 2002 un Protocolo de Uso Tutelado consensuado entre la Administración Central y Autónoma y las Sociedades Científicas. Las indicaciones aprobadas son: el nódulo solitario pulmonar (para diferenciación de benigno/maligno), la sospecha de recurrencia (melanoma, carcinoma colorrectal, carcinoma de tiroides, cáncer de cabeza y cuello), la estadificación del carcinoma no microcítico de pulmón, la estadificación inicial y masa residual en el linfoma, la diferenciación recidiva/radionecrosis en tumores cerebrales tratados con radioterapia. En situaciones especiales se puede aprobar también la PET en tumores de origen desconocido y en



Figura 1. PET de cuerpo completo. Proyecciones volumétricas anterior (izquierda) y oblicua anterior izquierda (derecha). Nódulo solitario pulmonar difícil de puncionar. PET indica que el nódulo es de alta probabilidad de malignidad.

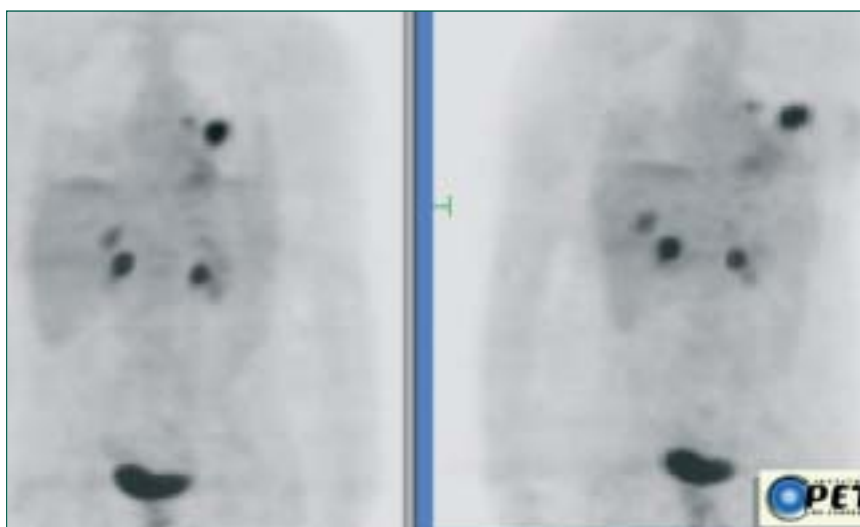


Figura 2. PET de cuerpo completo. Proyecciones volumétricas anterior (izquierda) y oblicua anterior derecha (derecha). Nódulo solitario pulmonar difícil de puncionar. PET indica que el nódulo es de alta probabilidad de malignidad y además está diseminado a ganglios mediastínicos homolaterales.

epilepsia refractaria al tratamiento para la localización prequirúrgica del foco epileptógeno.

Otras aplicaciones no oncológicas son el diagnóstico precoz y diagnóstico diferencial de las demencias, la caracterización de las enfermedades

psiquiátricas y el estudio de la viabilidad miocárdica. No hay aprobaciones oficiales en España para estas indicaciones.

Todas estas indicaciones y aprobaciones lo son para una única molécula trazadora: la Fluórdesoxiglucosa

marcada con  $^{18}\text{F}$  (FDG). Aunque ésta es la molécula mas usada en PET, no es perfecta y tiene algunas limitaciones, como su fijación en procesos no malignos (tumores benignos, inflamación, etc), su escasa fijación en tumores malignos de bajo grado, su falta de fijación en tumores benignos de bajo grado y la escasa detectabilidad de lesiones próximas a órganos de alta captación (cerebro, vejiga, etc). Por todo ello se siguen investigando nuevas moléculas macadas con  $^{18}\text{F}$  o con otros isótopos emisores de positrones.

### IMÁGENES DE FUSIÓN

Pero las diversas técnicas de diagnóstico por imagen, lejos de ser competitivas, deben ser complementarias. Utilizando la Medicina Basada en la Evidencia tenemos que llegar a conocer la capacidad diagnóstica y el impacto de cada técnica, para aplicarlas de un modo correcto, seleccionando la más adecuada o la secuencia más adecuada en cada caso. Otra opción, de origen ya antiguo, pero que se ha relanzado en los últimos años, es la utilización combinada de dos o más técnicas de diagnóstico por imagen, nucleares y no nucleares, con el objetivo de aprovechar sinérgicamente las cualidades y ventajas de ambas.

Se usan cada vez más las imágenes de fusión o híbridas (PET-TAC, PET-RMN, SPECT-TAC, etc.). Básicamente se trata de unificar en una sola imagen la información bioquímica de una técnica con la información anatómica de la otra, la resolución espacial de una técnica con la resolución de contraste de la otra, para obtener una información diagnóstica más precisa (Figuras 3-7). Pero la PET-TAC es mucho más que la PET y mucho más que la TAC, pudiendo ampliar el uso y las

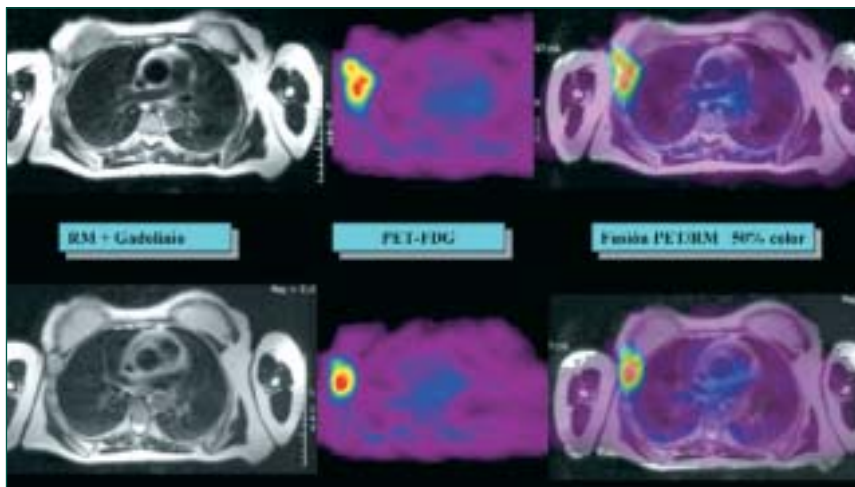


Figura 3. Cortes transaxiales de RNM (izquierda), los mismos cortes de PET (centro) y fusión de ambos (derecha). Paciente tratada por cáncer de mama con mastectomía, linfadenectomía y radioterapia. Motivo del estudio: plexopatía braquial por recurrencia tumoral o por secuelas del tratamiento. PET sugerente de recurrencia tumoral.

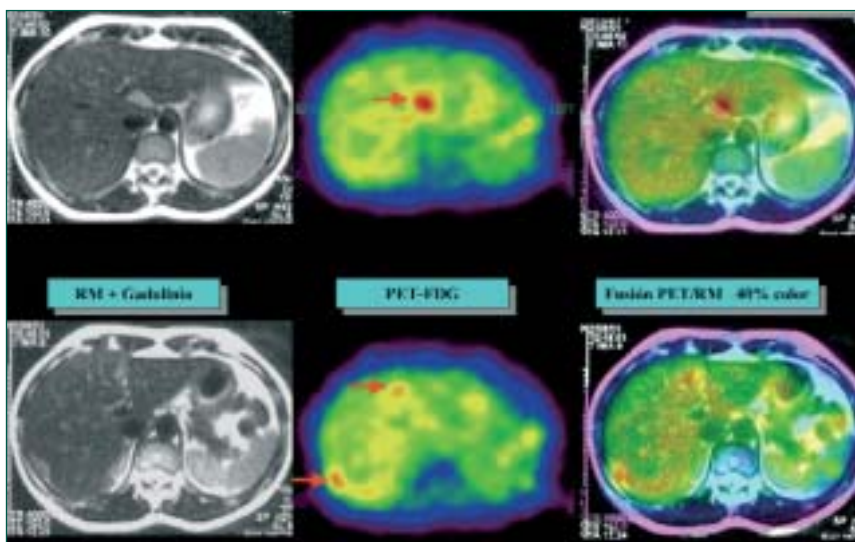


Figura 4. Cortes transaxiales de RNM (izquierda), los mismos cortes de PET (centro) y fusión de ambos (derecha). Paciente con cáncer de ovario tratada con cirugía, quimioterapia y radioterapia. Sospecha de recurrencia por ↑ de CA 125. Metástasis hepáticas que se visualizan claramente en PET y no así en RNM.

indicaciones de ambas técnicas. Aunque ya existen equipos multimodalidad, que realizan o corregistran ambas técnicas de modo sucesivo y en las mismas condiciones de posicionamiento, tampoco hay grandes problemas para fundir por *software* imágenes de dos modalidades realizadas

en dos equipos diferentes. Otras ventajas son la posibilidad de transmitir información relevante de una modalidad a la otra o corregir artefactos de una modalidad con la otra, especialmente la corrección mediante la TAC del artefacto de atenuación de la PET.

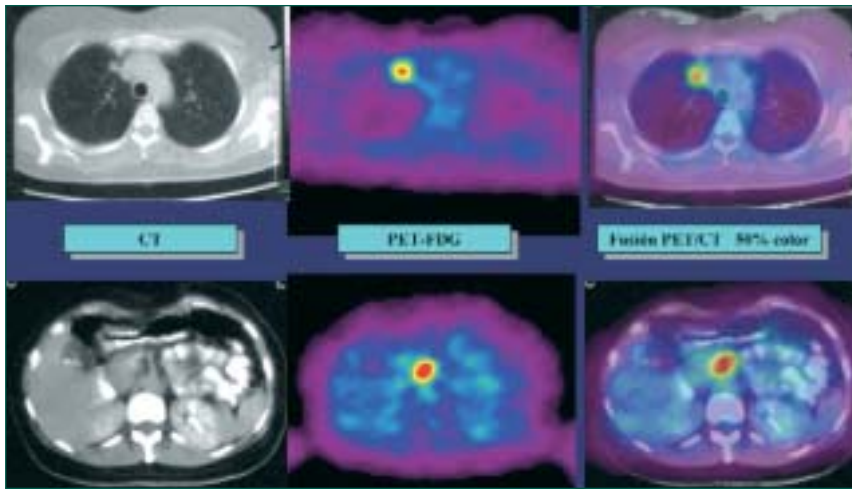


Figura 5. Cortes transaxiales de TAC (izquierda), los mismos de PET (centro) y fusión de ambas (derecha). Paciente con metástasis torácica y abdominal de melanoma maligno. La torácica se visualiza en ambas técnicas. La abdominal sólo en PET.

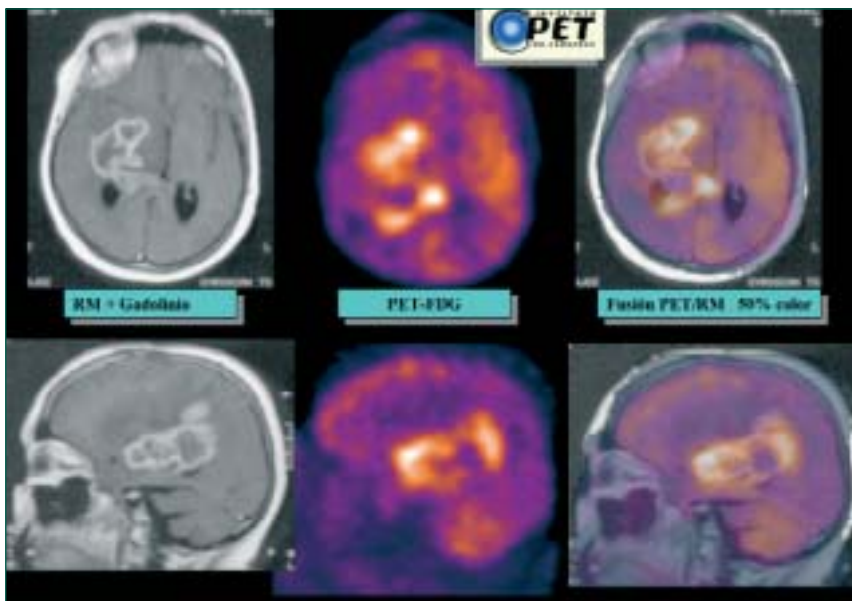


Figura 6. Cortes de cráneo transaxial (superior) y sagital (inferior) de RNM (izquierda), PET (centro) y fusión de ambos (derecha) en un paciente con recidiva de glioblastoma previamente tratado con radioterapia. Elevada captación de FDG en la periferia de la lesión.

Centro (algoritmos, protocolos de actuación, sesiones comunes, formación de residentes, formación continuada, comunicación entre equipos de diferentes modalidades, archivos compartidos, informes conjuntos, etc.).

Aunque Radiodiagnóstico y Medicina Nuclear tienen muchos rasgos similares (uso de radiaciones, informática, diagnóstico por imagen, imagen tomográfica, etc.), la Medicina Nuclear tiene unas peculiaridades que la hacen muy distinta de otras especialidades [6]. Está sometida a una legislación diferencial como el Real Decreto 1841/1997 de Garantía de Calidad en Medicina Nuclear, que ha creado unos requisitos y actuaciones realmente complejos. La protección radiológica en Medicina Nuclear es predominantemente biológica (mientras que en Radiodiagnóstico es predominantemente física), dirigida no sólo contra la irradiación externa sino también contra la contaminación interna y requiere largos periodos de formación. Las ciencias básicas necesarias para el ejercicio de la Medicina Nuclear son muy distintas a las de otras especialidades. Los métodos de adquisición, procesamiento e interpretación de las imágenes son totalmente diferentes. La producción de isótopos, especialmente los emisores de positrones, se realiza en muchos casos en el propio Hospital o Centro. Finalmente en Medicina Nuclear, la terapia con radionúclidos no encapsulados, junto con la PET, está llamada a tomar un papel preponderante, en especial la terapia con péptidos y anticuerpos monoclonales en diversos tipos de neoplasias como los linfomas, leucemias y otros [7]. La tendencia en la terapia en Medicina Nuclear es hacia la dosimetría preterapéutica, acercándose a la Oncología Radioterápica en este aspecto.

¿Significa lo anterior que estemos abocados también a una fusión entre las especialidades que se dedican a la imagen diagnóstica, especialmente el Radiodiagnóstico y la Medicina Nuclear?. En mi opinión ambas especialidades deben coordinarse mucho

más de lo que se coordinan actualmente pero nunca fundirse. Esta coordinación ha de ser a nivel general (programas de las especialidades, revistas, congresos, relaciones con la administración y con terceras especialidades, etc.) y a nivel local de cada Hospital o

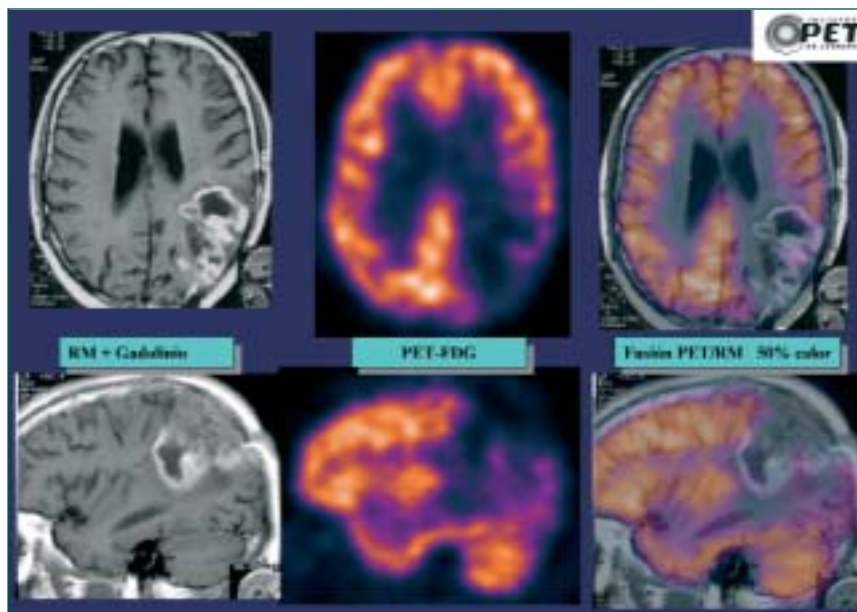


Figura 7. Cortes de cráneo transaxial (superior) y sagital (inferior) de RNM (izquierda), PET (centro) y fusión de ambos (derecha) en un paciente previamente tratado con radioterapia por astrocitoma y actualmente con radionecrosis. Ausencia de captación de FDG en la periferia de la lesión.

como son: presencia y abundancia de receptores de hormonas, áreas de hipoxia, tasa de proliferación celular, angiogénesis y apoptosis.

Se puede utilizar también la PET para valorar la respuesta a la Radioterapia y a otras terapias como la quimioterapia y la terapia antiangiogénica.

**BIBLIOGRAFÍA**

1. Wagner H.N. Oncology: a new engine for PET/SPECT (1993 Annual Meeting Highlights). *J Nucl Med* 34:13N-29N; 1993.
2. Wagner H.N. Positron Emission Tomography at the turn of the Century: A perspective. *Semin Nucl Med* 22:285-8; 1992.
3. Wagner H.N. Disease and dissonance (1994 Annual Meeting Highlights). *J Nucl Med* 35:13N-26N; 1994.
4. Agencia de Evaluación de Tecnologías Sanitarias (AETS). Instituto de Salud Carlos III-Ministerio de Sanidad y Consumo. "Tomografía por Emisión de Positrones (PET) con 18FDG en Oncología Clínica (Revisión Sistemática)". Madrid: AETS-Instituto de Salud Carlos III, Noviembre de 2001.
5. Carreras J.L., Lapeña L., Asensio C. PET en Oncología. Ed. Nova Sidonia Oncología-Hematología. Madrid. 2002.
6. Knapp W.H. Nuclear medicine and radiology: where are they going?. *Eur J Nucl Med* 29:1557-60; 2002.
7. Knight N. Radioimmunotherapy and NHL: nuclear medicine on the oncology team. *J Nucl Med* 43: 11N-12N, 25N; 2002.
8. Dizendorf E.V., Baumert B.G., Von Schulthess G.K., Lütolf U.M., Steinert H.C. Impact of Whole-Body 18F-FDG PET on Staging and Managing Patients for Radiation Therapy. *J Nucl Med* 44:24-9; 2003.
9. Van de Wiele C., Lahorte C., Oyen W., Boerman O., Goethals I., Slegers G. et al. Nuclear Medicine Imaging to predict response to radiotherapy: a review. *Int J Radiation Oncology Biol Phys* 55: 5-15; 2003.
10. Mucic S., Malyapa R.S., Grigsby P.W., Dehdashty F., Miller T.R., Zoberi I., et al. PET-guided IMRT for cervical carcinoma with positive para-aortic lymph nodes-a dose-escalation treatment planning study. *Int J Radiation Oncology Biol Phys* 55: 28-35; 2003.
11. Chapman J.D., Bradley J.D., Eary J.F., Haubner R., Larson S.M., Michalski J.M., et al. Molecular (Functional) Imaging for Radiotherapy applications: an RTOG Symposium. *Int J Radiation Oncology Biol Phys* 55: 294-301; 2003.

Por tanto parece que los intereses de la Ciencia aconsejan mantener a la Medicina Nuclear como una especialidad independiente, aunque mucho más coordinada con otras, especialmente con el Radiodiagnóstico, Oncología Médica y Radioterápica, Endocrinología, Cardiología, etc. La Biología Molecular es la compañera de viaje natural de la Medicina Nuclear sin que la Anatomía deje de ser una buena amiga, aunque opiniones interesadas indiquen lo contrario. Hay que tener en cuenta que cuando los intereses a corto plazo de la administración y de la industria parecen contrapuestos a los dictados científicos, a la larga la ciencia siempre acaba teniendo la razón y lo mejor para la ciencia es también a la larga lo mejor para todos.

**MEDICINA NUCLEAR Y ONCOLOGÍA RADIOTERÁPICA**

Tradicionalmente gran parte de la actividad de los distintos Servicios y Unidades de Medicina Nuclear se ha

dedicado a pacientes oncológicos. La PET refuerza esta vocación oncológica de la Medicina Nuclear.

La PET mejora la estadificación de los tumores y la delimitación del volumen tumoral y por tanto cambia la planificación del tratamiento y el manejo de los pacientes [8]. Esto ha sido especialmente evidente en cáncer de pulmón, cáncer de esófago y tumores de cabeza y cuello. Puede también ser utilizada para predecir la respuesta a la radioterapia [9] y para guiar la radioterapia conformada y de intensidad modulada, conjuntamente con TAC [10]. Nuevos trazadores de PET podrían contribuir a diseñar distribuciones de dosis mas conformadas, a suministrar dosis adicionales en zonas específicas del tumor y a prescribir otras terapias coadyuvantes según el fenotipo y genotipo específico del tumor [11].

Con PET se pueden obtener imágenes que suministran información sobre aspectos importantes de los tumores



# Autorización de instalaciones de tomografía por emisión de positrones. Experiencia adquirida

Carmen Álvarez y M<sup>a</sup> Luisa Ramírez  
Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)

## RESUMEN

*Las instalaciones con ciclotrón y posterior síntesis de 18-FDG, son consideradas de riesgo alto debido a que manejan importantes cantidades de material radiactivo no encapsulado, que junto con las altas energías de los haces de aceleración, las convierten en instalaciones complejas. Así mismo, las instalaciones PET de uso de 18-FDG comportan unos riesgos específicos*

*El CSN analiza y evalúa durante el licenciamiento cada fase del proceso, incluyendo la preparación de la 18-FDG, su uso clínico y la preparación y acondicionamiento del bulto para su transporte con objeto de su distribución a otras instalaciones y, establece, en esta fase de licenciamiento, una serie de requisitos técnicos que se recogen en los condicionados de las respectivas Resoluciones por las que se autoriza el funcionamiento de las instalaciones.*

*Dicho funcionamiento es objeto de un seguimiento específico por parte del CSN.*

## ABSTRACT

*Facilities with cyclotron used to produce positron emission radioisotopes and 18-FDG synthesis are considered of high risk because they use important quantities of non sealed radioactive material, which together with the high energy of acceleration beams make them difficult facilities. Also, the PET facilities that use 18-FDG, have specific radiological risk.*

*The CSN analyses and evaluates during licensing each stage of the process, including 18-FDG synthesis, its clinic use and the conditioning of package for further transportation to other facilities. These facilities are subject to various technical requirements that must be present in the Resolution which authorize the set up. The CSN supervises the functioning of all these facilities.*

## INTRODUCCIÓN

La Tomografía por Emisión de Positrones (PET) representa actualmente la técnica diagnóstica más avanzada en Medicina Nuclear para el estudio "in vivo" de procesos metabólicos. La PET permite detectar y cuantificar la distribución en el interior del organismo de un radionucleido emisor de positrones ligado a un radiofármaco que se administra normalmente por vía intravenosa.

Los radiofármacos emisores de positrones, debido a su corto periodo de semidesintegración, han de sintetizarse

y realizar su control de calidad en instalaciones que se encuentren al lado del sistema productor de los radionucleidos. Estos radiofármacos emisores de positrones se obtienen por medio de generadores o ciclotrones. En muchas ocasiones, la administración del radiofármaco se produce en instalaciones que se encuentran cerca de los lugares de producción y síntesis, pero en otros casos se distribuye a otros centros que pueden estar en otras ciudades.

Actualmente, en España se pueden producir en ciclotrones los radionuclei-

dos emisores de positrones  $^{18}\text{F}$ ,  $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ ,  $^{11}\text{C}$  para su utilización clínica en PET. De ellos, el que más se utiliza es el  $^{18}\text{F}$  en forma  $^{18}\text{F}$ -Fluorodeoxiglucosa ( $^{18}\text{FDG}$ ).

El número de ciclotrones autorizados en España es de 6 y uno en licenciamiento, constando estas instalaciones del ciclotrón y de las dependencias correspondientes a la síntesis, control de calidad y distribución de la  $^{18}\text{FDG}$ . De las 6 instalaciones autorizadas, únicamente una de ellas no dispone además de uso clínico asociado de la  $^{18}\text{FDG}$ .

Por otro lado, el número de instalaciones PET autorizadas solo para la utilización clínica de  $^{18}\text{F}$  en pacientes es de 21. En la Figura 1 se indican el número de instalaciones PET y ciclotrones distribuidas por Comunidades Autónomas.

**REQUERIMIENTOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN CENTROS PET**

En relación con los requerimientos de protección radiológica, se puede diferenciar entre las instalaciones que disponen de ciclotrón y dependencias para la síntesis, control de calidad y comercialización del radiofármaco y, que puedan disponer o no de la instalación para la utilización clínica de la  $^{18}\text{F}$ , e instalaciones PET que únicamente reciban el radiofármaco y lo utilicen para diagnóstico de pacientes. En la tabla 1 se presenta el marco legal por el que se regula ambos tipos de instalaciones.

**INSTALACIONES CON CICLOTRÓN. SÍNTESIS Y COMERCIALIZACIÓN DE FDG**

En la instalación que disponga de ciclotrón, el elemento determinante del diseño de la instalación va a ser el ciclotrón, el cual desde el punto de vista de protección radiológica es la principal fuente generadora de radiaciones.

**Descripción del proceso**

La producción de los radioisótopos emisores de positrones se realiza en el ciclotrón, en él se aceleran iones hidruro obtenidos de una fuente de iones hasta una energía predeterminada. Tras la aceleración, los iones hidruro se hacen chocar sobre una lámina de carbono,



Figura 1. Número de instalaciones PET y Ciclotrones autorizados

produciéndose finalmente un haz de protones. Posteriormente esos protones son dirigidos a un sistema de irradiación de blancos donde mediante reacciones nucleares se producen radioisótopos emisores de positrones. (Figura 2).

Todos los ciclotrones autorizados aceleran iones negativos, el rango de la energía de aceleración se encuentra entre 9-18 MeV y la intensidad del haz extraído de protones varía entre 50-100  $\mu\text{A}$ .

Los blancos pueden ser líquidos o gaseosos pero, como ya se ha descrito más arriba, los radioisótopos emisores de positrones que se están autorizando más frecuentemente



Figura 2. Ciclotrón. Cortesía de la Universidad de Sevilla

son  $^{18}\text{F}$  y  $^{13}\text{N}$ . El blanco que se emplea en estos casos es líquido, agua natural para la formación de  $^{13}\text{N}$  mediante la reacción ( $p, \alpha$ ), y agua enriquecida



Figura 3. Celdas de Síntesis. Cortesía de la Universidad de Sevilla



Figura 4. Contenedor de transporte de la FDG

del orden del 95% en  $^{18}\text{O}$  para la generación de  $^{18}\text{F}$ . Las actividades máximas de  $^{18}\text{F}$  al final de un bombardeo tipo, de un tiempo aproximado de una hora, según los datos de los ciclotrones autorizados, varían de 37 a 185GBq(1-5 Ci).

El radioisótopo una vez producido es guiado mediante una corriente de gas desde el ciclotrón hasta las celdas de síntesis en el laboratorio de radiofarmacia (Figura 3). Allí, dentro de módulos químicos, se producen mediante secuencias estándares y programables, las reacciones radioquímicas necesarias para la síntesis del radiofármaco  $^{18}\text{F}$ FDG o  $^{13}\text{N}$ -  $\text{NH}_3$ .

El proceso de síntesis más común es el de  $^{18}\text{F}$ FDG, aunque existe la posibilidad de síntesis de radiofármacos gaseosos actualmente no hay ninguna instalación que haya solicitado su producción. El rendimiento de síntesis radioquímica está entre un 50-70 % según el módulo y el tiempo de síntesis es de 25-30 minutos, algunos módulos comercializados permiten dos síntesis consecutivas.

Desde la celda de síntesis el radiofármaco producido es transferido de forma automática a la celda de dispensación o de manipulación donde se

encuentra el sistema de dispensación de viales. Casi todos los ciclotrones españoles disponen de sistemas que permiten la preparación, llenado y medición de la actividad del vial de forma automática o semiautomática. Una vez preparado el vial, este se introduce en un contenedor de transporte para su envío a los centros de consumo. (Figura 4).

### Riesgos radiológicos

Los ciclotrones son considerados instalaciones de riesgo alto, las instalaciones de producción de radiofármacos manejan importantes cantidades de material no encapsulado que junto con las altas energías de los haces de aceleración las convierten en instalaciones complejas.

Cada fase del proceso descrito anteriormente: aceleración y bombardeo de un blanco por una partícula acelerada, transferencia del radioisótopo obtenido a una celda de síntesis, síntesis del radiofármaco, transferencia del mismo a una celda de manipulación, preparación de un vial de comercialización o de uso en la propia instalación, preparación y acondicionamiento de un bulto de transporte da lugar a unos riesgos radiológicos específicos que se analizan y evalúan durante el licenciamiento y que están sometidos a unos requisitos técnicos. El CSN evalúa el riesgo fundamentalmente de producción de  $^{18}\text{F}$  y de manipulación de  $^{18}\text{F}$ FDG por ser la reacción mas limitante.

El mayor riesgo de exposición a radiación externa se produce durante el bombardeo del blanco por la partícula acelerada. La producción de  $^{18}\text{F}$  puede dar lugar a radiación instantánea neutrónica y gamma por la reacción (p, n) y radiación neutrónica y

gamma secundaria así como gamma diferida por activación radiactiva de los materiales del ciclotrón.

El riesgo de contaminación proviene de la radiactividad inducida en el aire del búnker (producción de  $^{41}\text{Ar}$   $^{16}\text{N}$ ); por arrastre de gases ( $^{18}\text{F}$ ,  $^{13}\text{N}$ ) a los módulos de síntesis, o por activación de los sistemas de refrigeración, agua, polvo etc. y por último de la propia manipulación de  $^{18}\text{F}$  en forma líquida.

### Requisitos técnicos

Se destaca la información más específica que se considera necesaria para el licenciamiento y los requisitos que deben tener este tipo de instalaciones. En el diseño de la instalación se tendrá en cuenta que la localización sea la adecuada, se debe proporcionar información sobre los materiales de blindaje, penetraciones y conductos que lo atraviesan. En cuanto al ciclotrón se incluirá toda la información técnica del mismo. Respecto a los productos se informará sobre la actividad máxima de  $^{18}\text{F}$  al final de bombardeo y el rendimiento máximo de síntesis de  $^{18}\text{F}$  en forma líquida.

Los requerimientos técnicos del laboratorio de radiofarmacia y las celdas de síntesis no difieren mucho respecto a otros laboratorios de producción de radiofármacos. Sin embargo hay una serie de aspectos radiológicos a tener en cuenta de forma concreta en este tipo de instalaciones. Así, por ejemplo, la transferencia del material radiactivo entre las celdas y desde el ciclotrón a las mismas se realizará mediante cañales blindados.

Por otro lado, se requiere un tratamiento bastante riguroso para los efluentes gaseosos que se producen, de tal forma que el diseño del sistema

de ventilación ha de ser independiente para la sala del ciclotrón, el laboratorio de radiofarmacia y el resto de las dependencias. Para prevenir la dispersión de gases, la sala del ciclotrón debe estar en depresión respecto a la de radiofarmacia, y las celdas calientes han de encontrarse a su vez en depresión respecto al laboratorio. Las celdas deben disponer de filtros adecuados a la entrada y salida del aire en dichas celdas. El aire extraído de la sala del ciclotrón y de las celdas, ha de ser recogido por una o más chimeneas cuyas salidas al exterior estén situadas en un lugar inaccesible al público.

El estudio de seguridad de los ciclotrones y del laboratorio de radiofarmacia incluirá información sobre todos los enclavamientos de seguridad tanto eléctricos como de software que bloquean la operación del ciclotrón. También se requiere señalización de operación y de fallos en la consola de control. Los dispositivos de seguridad de la instalación comprenderán control administrativo de acceso, sistemas de bloqueos eléctricos de puerta abierta y operación del ciclotrón, paradas de emergencia y de presencia; también señalar que para aquellos ciclotrones que no son autoblandados se requiere sistemas de retardo de apertura de puerta.

El estudio también cubrirá el análisis de riesgo en términos de dosis. Se requiere un cálculo de la dosis debida a la producción de  $^{18}\text{F}$  y una evaluación de los blindajes del ciclotrón; ello implica conocer los tipos de radiación que se producen durante la operación así como los factores de ocupación y la carga de trabajo (número de bombardeos, duración de los mismos, flujo neutrónico y gamma en cada bombardeo etc.). Asimismo se analizará las

dosis durante el proceso de síntesis para demostrar la idoneidad de los blindajes de las celdas. Por último se analizarán las dosis a cuerpo entero y en manos tanto durante la preparación de los viales de  $^{18}\text{F}$  en forma líquida como durante la preparación del bulto de transporte. Este punto es de especial importancia porque se han comprobado dosis acumulada de hasta 200 mSv en manos. La utilización de dispositivos automáticos o semiautomáticos disminuye de manera importante la exposición del trabajador.

Estas instalaciones tienen una serie de requisitos, sobre todo en lo referente a la dosimetría de los trabajadores y de área, comunes con las instalaciones de uso clínico de  $^{18}\text{F}$  en forma líquida que se comentarán en el siguiente apartado por lo que se destacan aquellas condiciones que afectan exclusivamente a la producción y síntesis de  $^{18}\text{F}$  en forma líquida.

En relación con esto, en cuanto a la vigilancia de la radiación, se establece la exigencia de un monitor gamma fijo en la sala del ciclotrón y del laboratorio de radiofarmacia y en las chimeneas de salida de los gases. Además se debe disponer de un registro en continuo y de niveles de alarma que determinan acciones correctoras. No se exige una monitorización de la radiación neutrónica en continuo pero los detectores de neutrones deben estar disponibles en la instalación.

Se exige asimismo un programa de verificación de la instalación en el que se resalta la obligatoriedad de verificar los sistemas de seguridad y enclavamientos con una frecuencia trimestral y la idoneidad del blindaje con una frecuencia anual. En cuanto al mantenimiento del ciclotrón es importante señalar la necesidad de esperar un cierto tiempo para poder intervenir en el

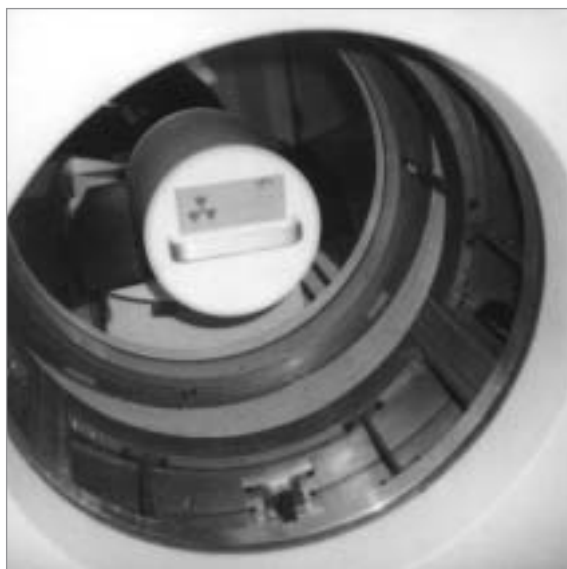


Figura 5. Tomocámara PET. Cortesía de la Universidad de Sevilla.

equipo, dada la radioactividad inducida en los sistemas de blancos y en los materiales.

Se requiere asimismo que las instalaciones dispongan de un servicio de protección radiológica propio o de una UTPR contratada que se ocupará de las funciones que le atribuye el Reglamento de Protección Sanitaria contra radiaciones ionizantes, además de las funciones en esta materia atribuidas por la legislación a los supervisores y a los operadores.

Se debe disponer de procedimientos normalizados de trabajo para los diferentes procesos de la instalación: operación del ciclotrón, manipulación del material radiactivo, preparación del bulto, traslado del bulto hasta el vehículo de transporte, descontaminación, almacenamiento y evacuación de residuos

En cuanto a la actividad de comercialización hay que señalar los siguientes requisitos:

- La venta, distribución y/o suministro

del material radiactivo autorizado sólo puede efectuarse a firmas o personas legalmente autorizadas para su posesión o uso y las actividades suministradas nunca superarán a las autorizadas a dichas instalaciones radiactivas. La empresa suministradora es la responsable y debe garantizar que las dosis de radiofármacos dispensadas a los centros de consumo son las solicitadas.

- La empresa suministradora además debe establecer acuerdos con los

titulares de las instalaciones radiactivas receptoras del  $^{18}\text{F}$ FDG en los que consten los procedimientos a seguir en relación con el suministro de radiofármacos.

- Cada partida de  $^{18}\text{F}$ FDG a comercializar debe ir acompañada de la correspondiente documentación, en la que figure su actividad, fecha y hora de preparación, certificado de control de calidad y cuanto establezca la reglamentación por el que se regulan los medicamentos radiofármacos de uso humano que le sean de aplicación.

- El embalaje exterior y el envase conteniendo el vial con  $^{18}\text{F}$ FDG deben ir señalizados conforme a la norma UNE 73-302. En su exterior deberán llevar una marca o etiqueta con el nombre de la empresa suministradora, el número de lote, la fecha de fabricación, la actividad máxima cargada de  $^{18}\text{F}$ FDG para un tiempo y fecha dados y el número de mililitros contenidos. El vial irá etiquetado conforme al decreto de medicamentos radiofármacos mencionado mas arriba.

- También Se requiere disponer de un registro de las ventas o suministros efectuados, en el que se señale la referencia de la instalación radiactiva del comprador o usuario, la fecha del suministro (de recepción por parte del cliente), las características del material radiactivo suministrado: isótopo, fecha, actividad en el momento del suministro y actividad estimada a la recepción del mismo por parte del cliente. Asimismo debe remitirse al Consejo de Seguridad Nuclear un informe trimestral con los datos registrados durante el trimestre anterior.

- En cuanto a la preparación del bulto de transporte, los viales de  $^{18}\text{F}$ FDG se envían en los bultos Tipo A, los cuales han tenido que superar los ensayos establecidos en la reglamentación de transporte para ese tipo de bultos, y que se caracterizan por contener material radiactivo en forma líquida y con una actividad de FDG inferior a un valor establecido que para el caso del  $^{18}\text{F}$  es de 0,6 TBq.

Se debe comprobar la ausencia de contaminación superficial del bulto y este ha de ir acompañado de la documentación preceptiva para su transporte: carta de porte, ficha de seguridad, instrucciones escritas sobre carga, materia contenida, naturaleza del peligro, medidas inmediatas a adoptar por el conductor en caso de accidente (incendio, rotura del bulto, pérdida del bulto). Es importante indicar que la empresa suministradora es la responsable subsidiaria del producto hasta su recepción por el cliente, y por tanto, es asimismo responsable de suministrar al transportista la información citada.

- El traslado del material radiactivo por las dependencias que constituyen la instalación, hasta la salida a la zona de carga del bulto para su transporte,

deberá realizarse con las debidas medidas de seguridad y protección radiológica.

**INSTALACIONES DE USO DE FDG**

Estas instalaciones de medicina nuclear reciben el radiofármaco <sup>18</sup>FDG procedente de cualquiera de los centros productores del país que dispongan de ciclotrón y que estén autorizados para su distribución, teniendo en cuenta factores de cercanía, funcionalidad y coste.

**Descripción del proceso**

Las instalaciones que emplean <sup>18</sup>FDG se caracterizan porque además de disponer de una cámara caliente para almacenamiento y preparación de dosis y de una sala de exploración tienen como peculiaridad que precisan que el paciente permanezca aislado y en reposo, en la sala de administración de dosis y de espera, hasta la realización del estudio. Esto hace que, a diferencia de otros estudios de medicina nuclear, se requiera una sala exclusiva para la espera de cada paciente inyectado con <sup>18</sup>FDG. Además las tomocámaras PET se caracterizan por incluir fuentes encapsuladas de <sup>68</sup>Ge o de <sup>137</sup>Cs para la realización de pruebas de calibración y verificación. (Figura 5).

El <sup>18</sup>FDG se suministra generalmente a la instalación en viales con una actividad máxima entre 7-11.11GBq (200-300 mCi). Una vez recibido se deben llevar a cabo las siguientes etapas: preparación de alícuotas, inyección de dosis, y preparación y colocación del paciente en la tomocámara PET.

**Riesgo radiológico**

Como ya se ha comentado antes, estas instalaciones suponen un mayor

**Normativa sobre instalaciones radiactivas:**

- Ley 25/1964 de 25 de abril sobre Energía Nuclear
- Ley 15/1980 de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear
- Real Decreto 783/2001 de 6 de julio por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes
- Real Decreto 1836/1999 de 3 de diciembre por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas

**Normativa sobre medicamentos radiofármacos de uso humano:**

- Ley 25/1990 de 20 de diciembre del Medicamento
- Real Decreto 479/1993 de 2 de octubre por el que se regulan los radiofármacos de uso humano
- Real Decreto 1564/1002 de 18 de diciembre por el que se regula el régimen de autorización de los laboratorios farmacéuticos e importadores de medicamentos y la garantía de calidad en su fabricación industrial
- Real Decreto 767/1993 de 21 de mayo por el que se regula la evaluación, autorización, registro y condiciones de dispensación de especialidades farmacéuticas y otros medicamentos de uso humano fabricados industrialmente
- Real Decreto 2259/1994 de 25 de noviembre por el que se regulan los almacenes farmacéuticos y la distribución al por mayor de medicamentos de uso humano y productos farmacéuticos
- Real Decreto 1841/1007 de 5 de diciembre por el que se establecen los criterios de calidad en Medicina Nuclear

**Normativa sobre transporte de material radiactivo:**

- Acuerdo Europeo sobre Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR)
- Real Decreto 2115/98, de 2 de octubre, sobre transporte de mercancías peligrosas por carretera.

*Tabla 1. Normativa y reglamentación que regula las instalaciones de síntesis, comercialización y uso de radiofármacos emisores de positrones.*

riesgo radiológico debido a las características de los emisores de positrones (fotones de 511 Kev de energía, necesidad de blindajes con un espesor 12 veces mayor para obtener la misma protección que con el Tecnecio lo cual implica que los blindajes habituales son insuficientes; una constante gamma  $\Gamma$ , 10 veces mayor que la del tecnecio etc), según los datos bibliográficos las dosis a cuerpo entero medida en los dosímetros TLD de los trabajadores expuestos se encuentra entre 5,5 y

17  $\mu$ Sv por estudio (0,18 mSv.MBq<sup>-1</sup> a 1 metro) debiéndose esta diferencia a la actividad administrada y al tiempo empleado en la colocación y preparación del paciente. De las diferentes fases la inyección al paciente es la que más contribuye a la dosis a cuerpo entero.

Asimismo y dado el alcance de los positrones y que la emisión gamma atraviesa el plástico de las jeringuillas las dosis en dedos por la radiación es importante (2.9 mSv en contacto con



una jeringuilla de plástico de 5 ml) y según la carga de trabajo anual se podría llegar cerca de los límites de dosis en manos.

Por último los estudios de FDG aumentan el fondo radiológico en las otras salas de exploración y en las áreas donde se encuentra el público por lo que habrá que tenerlo en cuenta.

### **Requisitos técnicos**

Todo lo anterior hace que los requisitos técnicos a los que está sometido el proceso de licenciamiento y el funcionamiento de esta práctica diagnóstica sean más estrictos que los de una medicina nuclear convencional.

Se deberá tener cuidado en el diseño de la instalación de tal forma que los factores de ocupación sean favorables y se optimice las necesidades de blindaje. Generalmente las gammatecas de preparación de FDG se encuentran en sitios específicos para favorecer la recepción y el menor recorrido hasta el lugar de administración.

El estudio de seguridad comprenderá un análisis del cálculo de dosis que debe cubrir las siguientes apartados:

a) Dosis a cuerpo entero al trabajador expuesto estimadas en la gammateca: es importante que el lugar de almacenamiento del radiofármaco sea una zona suficientemente blindada ya que afectará a las dosis del técnico u operador; la exposición a cuerpo entero será minimizada si se realiza la preparación en una gammateca con entrada de manos, que incluya dentro el activímetro. El espesor será función de la actividad pero para las actividades que se han venido solicitando, un espesor de 50 mm de plomo se considera adecuado.

b) Dosis en manos del trabajador expuesto durante las fases de comprobación de actividad del vial, preparación de alícuotas, e inyección, sin blindaje, de la dosis: las distancias a considerar en estos supuestos serán entre 3 y 5 cm, con un tiempo estimado de exposición y un número de manipulaciones, es decir de carga de trabajo, razonablemente conservador. Los cálculos teóricos dan unos resultados de 150 a 200 mSv/año/persona.

c) Dosis a cuerpo entero del trabajador durante la colocación del paciente en la tomocámara: la distancia a considerar será unos 50 cm y el tiempo estimado de exposición también razonablemente conservador.

d) Por último se analizará las dosis al trabajador y al público por el paciente como fuente de exposición durante el tiempo de espera de incorporación de FDG, en el que se encuentra en una sala aislado, durante un tiempo variable en función del estudio, pero estimado entre 30 min. a 1 hora, así como durante la realización del propio estudio en la sala de exploración con un tiempo estimado entre 45 min. a 1 hora.

Estos tres últimos puntos del análisis de dosis muestran que el estudio de seguridad requerido para el licenciamiento de las instalaciones PET es más complejo en comparación con el solicitado a una medicina nuclear convencional.

Otros puntos de protección radiológica que se evalúan y que tienen como objetivo la optimización de las dosis son la organización, los procedimientos de trabajo, medios de protección y clasificación del personal. Estos apartados deben quedar reflejados en el Reglamento de

Funcionamiento. Así, se debe disponer de procedimientos de trabajo para optimizar las dosis durante la recepción del material y la preparación de la dosis. Por ejemplo el procedimiento de inyección contempla la colocación previa de una vía intravenosa para disminuir el tiempo de inyección, así como la recogida de datos clínicos antes de la inyección al paciente para minimizar el tiempo de contacto con el paciente inyectado.

Respecto a los medios de protección para disminuir las dosis se debe disponer de pinzas y blindajes de jeringuillas (cerditos, blindajes de tungsteno etc). También se recomienda el empleo de contenedores basculantes que permiten no tener que manipular el vial, que contiene la actividad mayor, para obtener la alícuota.

En cuanto a la organización de la instalación radiactiva, se deberá disponer de los recursos humanos suficientes para establecer turnos rotatorios de aquellas personas que realizan las operaciones de preparación e inyección de la actividad, con objeto de no superar un determinado nivel de dosis anual que se ha establecido en la práctica en unos 200 mSv en manos.

El personal que manipula  $^{18}\text{F}$ FDG se considera de categoría A y debe disponer de licencia ya sea de supervisor o de operador siendo el campo de aplicación medicina nuclear. Es importante incidir en una buena formación en protección radiológica para minimizar el tiempo de contacto con el paciente durante la colocación y preparación del mismo, así como el entrenamiento del trabajador encargado de las fases de preparación e inyección de las dosis.

La gestión de residuos, al ser un isótopo de vida corta, se realiza sin mayores problemas mediante almacenamiento temporal y evacuación convencional. Los otros documentos que acompañan al licenciamiento, como son el programa de verificación y plan de emergencia no difieren del resto de la medicina nuclear.

El funcionamiento de las instalaciones que emplean  $^{18}\text{F}$  está autorizado con unas condiciones determinadas que hacen hincapié fundamentalmente en los temas que se han venido señalado y que son comunes a las instalaciones con ciclotrón. Estas condiciones se pueden resumir en lo siguiente:

- El titular de la instalación debe implantar procedimientos de trabajo encaminados a reducir las dosis de radiación que pueda recibir el personal, especialmente en las manos, de forma que estas sean tan bajas como sea razonablemente posible y siempre por debajo de los límites establecidos.

- Deben quedar asimismo establecidos los turnos de rotación del personal que manipule el material radiactivo.

- El personal que manipula el material radiactivo debe portar dosímetros de anillo para estimar las dosis en las manos.

- Se debe remitir al CSN, durante el primer año de funcionamiento, los resultados de las lecturas dosimétricas del personal de operación junto con la función que realiza dicho personal (preparación de dosis, inyección, realización del estudio) para una mejor valoración de los riesgos operacionales y de los medios de protección.

- Por último se requiere que, también durante el primer año de funcio-

namiento de la instalación, se establezca por parte del titular, una dosimetría de área en los puntos más significativos para verificación de la idoneidad de los blindajes, y que se remita trimestralmente al Consejo de Seguridad Nuclear, los resultados de las correspondientes lecturas junto a los datos relativos a la carga de trabajo de la instalación (número de pacientes/semana y actividad por paciente).

En referencia a los datos remitidos al CSN por las instalaciones ya autorizadas, hay que mencionar que se han encontrado bastantes variaciones debido fundamentalmente a las diferentes cargas y procedimientos de trabajo de las mismas. Las dosis registradas son mucho más bajas que las dosis teóricas, lo que es lógico ya que el cálculo del estudio de seguridad se realiza con hipótesis conservadoras, (no se tiene en cuenta la autoabsorción del paciente, ni el factor geométrico, la fuente es una fuente puntual sin decaimiento biológico ni físico etc.) todo lo cual deja un margen importante a la seguridad. Analizando los datos de aquellas instalaciones que realizan más estudios se confirman los datos bibliográficos para dosis a cuerpo entero por estudio (10-13  $\mu\text{Sv}$  por paciente), aunque la variabilidad comentada hace que el dato no sea muy significativo. En cuanto a las dosis en manos en general están muy por debajo salvo en algún caso que se acerca un poco más al nivel de dosis anual de 200 mSv (11 mSv de dosis mensual). Asimismo los registros de la dosimetría de área demuestran que el diseño y el blindaje de las instalaciones autorizadas has-

ta la fecha son adecuados para la seguridad.

Durante la inspección a este tipo instalaciones se comprueba todos aquellos aspectos que preocupan de una manera significativa al CSN, por lo que se inspecciona los requisitos relacionados con el transporte de la  $^{18}\text{F}$ , así como se hacen medidas de los niveles de radiación en las diferentes fases de manipulación, y del tiempo empleado en cada una de ellas, con objeto de hacer una comprobación realista de los datos incluidos en el estudio de seguridad presentado. Por último señalar que todo lo reseñado hace que estas instalaciones sean objeto de un seguimiento específico por parte del organismo regulador.

### BIBLIOGRAFÍA

NCRP nº 51 "Radiation protection guidelines for 0,1-100 MeV particle accelerator facilities" NCRP, Washington, 1977

PET Tomografía Molecular. Fundamentos y Aplicaciones. J.A. Richter; J.M. Martí. Ediciones ESEUBE, SA. 1993

Aceleradores de Partículas I. La Protección Radiológica. Informes Técnicos del CSN. 1998

Gonzalez L, Vañó E, Cordeiro CA, Carreras JL. Preliminary safety evaluation of a cyclotron facility for positron emission tomography imaging. Eur J Nucl Med 1999; 26 (8): 894-9.

El Curso Teórico.Práctico PET. Servicio de Medicina Nuclear. Clínica

Universitaria de Navarra. 2001

Radiation Safety considerations for PET Centers. J Nucl Med Technol 1997; 25: 98-102

Radiation dose rates from patients undergoing PET: implications for technologists and waiting areas. Eur J Nucl Med 2000; 27: 583-589.

Radionuclide and radiation protection data handbook. D. Delacroix, J.P Guerre. P. Leblanc and C. Hickman. 1998.

Informes Técnicos de seguridad y protección radiológica del CSN. 2002, 2003



# Protección radiológica del paciente en la tomografía por emisión de positrones

J.M. Martí-Climent y M.J. García-Velloso

Servicio de Medicina Nuclear. Clínica Universitaria. Universidad de Navarra

## RESUMEN

La protección radiológica del paciente explorado mediante Tomografía por Emisión de Positrones (PET) está estrechamente relacionada con la correcta realización de la prueba: adecuado funcionamiento del tomógrafo, optimización de la calidad de imagen y de la dosis recibida por el paciente.

En primer lugar se describen las pruebas de control de calidad del tomógrafo PET consideradas como fundamentales: prueba de estabilidad, resolución espacial, sensibilidad y uniformidad tomográfica.

El conocimiento de la dosis absorbida por el órgano crítico y la efectiva debida a cada radiofármaco debe permitir establecer estrategias encaminadas a optimizar la dosis del paciente. Aunque existe una gran variedad de radiofármacos PET, siendo el más utilizado la [<sup>18</sup>F]-FDG, se revisan las dosis producidas por éste y por los demás radiofármacos que se utilizan en nuestro Centro ([<sup>15</sup>O]-Agua, [<sup>13</sup>N]-Amonio, [<sup>11</sup>C]Metionina, [<sup>11</sup>C]-Colina, [<sup>18</sup>F]-Colina, [<sup>18</sup>F]-FDOPA y el [<sup>18</sup>F]FHBG).

El método más directo para reducir la dosis efectiva al paciente es la reducción de la actividad administrada; para ello el modo de adquisición en 3D, con una mayor sensibilidad de detección, es el factor más determinante. Para optimizar la dosis absorbida en los distintos órganos, los esfuerzos deben ir dirigidos al órgano crítico, que para la mayoría de los radiofármacos PET es la pared de la vejiga. Finalmente, la preparación adecuada del sujeto para el estudio permite mejorar la calidad de las imágenes PET que se obtienen, optimizándose la captación del radiofármaco y, en consecuencia, la dosis absorbida por los distintos órganos.

## INTRODUCCIÓN

La protección radiológica del paciente explorado mediante Tomografía por Emisión de Positrones (PET) está estrechamente relacionada con la correcta realización de la prueba: la menor dosis de radiación recibida por el paciente compatible con la obtención de un estudio diagnóstico de buena calidad

que permita realizar un diagnóstico adecuado. Con el fin de que la exposición del paciente se realice en condiciones óptimas de protección radiológica, deberá por un lado garantizarse el adecuado funcionamiento del tomógrafo PET, y por otro simultáneamente la optimización tanto de la dosis recibida por el paciente como de la calidad de imagen.

El conocimiento de la dosis efectiva y en particular de la dosis absorbida por el órgano crítico por cada radiofármaco debe permitir establecer estrategias encaminadas a optimizar la dosis de radiación del paciente. Estos procedimientos de optimización están estrechamente relacionados con los que permiten optimizar la calidad de la imagen del estudio PET.

## ABSTRACT

Patient radiation protection in Positron Emission Tomography (PET) is closely related to the correct execution of studies: proper scanner performance, and optimization of both image quality and patient dose.

We describe the quality control tests considered as essential: scanner stability, spatial resolution, sensitivity and tomographic uniformity.

Knowledge of the dose received by the critical organ and the effective dose for each radiopharmaceutical allows the establishment of strategies for dose optimization. Although a great variety of PET tracers exist, we review the dose produced by [<sup>18</sup>F]-FDG, the most widely used tracer, and those used in our PET Center ([<sup>15</sup>O]-Water, [<sup>13</sup>N]-Ammonia, [<sup>11</sup>C]Methionine, [<sup>11</sup>C]-Choline, [<sup>18</sup>F]-Choline, [<sup>18</sup>F]-FDOPA) and [<sup>18</sup>F]FHBG).

Reduction of administered activity to the patient is the direct way to reduce the dose. Thus, PET acquisition in the 3D mode, with higher sensitivity, is a determining factor. In order to reduce the dose to different organs, efforts should be directed to the critical organs, mainly the urinary bladder wall. Finally, correct patient preparation improves PET image quality, due to an optimum tracer uptake, which optimizes the dose to different organs.

**CONTROL DE CALIDAD DEL TOMÓGRAFO PET**

Si bien existe una gran variedad de sistemas que permiten realizar tomografía por emisión de positrones, desde tomógrafos dedicados con anillos multicristales o con geometría hexagonal, hasta gammacámaras con sistemas de coincidencia, para todos ellos es preciso establecer unas pruebas que permitan comprobar su estado de funcionamiento. Estas pruebas deben ser consideradas como parte de un pro-

grama de garantía de calidad; y, además de caracterizar el funcionamiento de un tomógrafo de emisión de positrones, son útiles para comprender y predecir la bondad de los datos obtenidos en estudios con pacientes.

El control de calidad del tomógrafo PET debería incluir una prueba de estabilidad del equipo y las pruebas que caracterizan el funcionamiento del tomógrafo; éstas, asimismo, permiten comparar sus prestaciones con las de otros equipos. Estas pruebas están basadas en la propuesta de estandariza-

ción de los métodos y parámetros que caracterizan a los tomógrafos de emisión de positrones realizada por usuarios así como por fabricantes de los tomógrafos PET, que siguen los procedimientos NEMA [1,2]. Por otro lado, un grupo de trabajo de la Comunidad Europea ha diseñado un maniquí y unos procedimientos para evaluar el funcionamiento intrínseco del tomógrafo, con el propósito de que los parámetros medidos sean lo más próximos posibles a las condiciones utilizadas en los estudios *in vivo* con personas

Prueba	Propósito	Material	Se evalúa en	Parámetros
Resolución espacial	Caracterizar la anchura de la función de dispersión de punto o línea, por medio del ancho completo a mitad de altura.	Fuente puntual o lineal en aire.	Imagen reconstruida.	Resolución transversa (radial y tangencial) y axial. Anchura de corte.
Medida de la dispersión	Medir de la sensibilidad relativa del sistema a la radiación dispersa.	Fuente lineal en tres posiciones de maniquí cilíndrico lleno de agua.	Sinograma.	A partir de las tres medidas se evalúa la fracción de dispersión para cada corte y para el conjunto del tomógrafo.
Sensibilidad	Medir la sensibilidad por plano y caracterizar la uniformidad de la sensibilidad en la dirección axial.	Maniquí cilíndrico lleno de agua y <sup>18</sup> F. Fuente puntual.	Sinogramas, sin aplicar corrección alguna.	Sensibilidad por plano (corrigiendo por radiación dispersa) y sensibilidad total. Sensibilidad relativa por corte a la fuente puntual.
Medida de sucesos aleatorios y pérdida de sucesos	Medir la pérdida de sucesos debido a: tiempo muerto (TM) y sucesos aleatorios, a distintos niveles de actividad.	Maniquí cilíndrico lleno de agua y <sup>18</sup> F. Se hacen medidas con distintos niveles de actividad.	Sinogramas.	Gráfica de TM en función de la actividad y actividad para TM = 50 %. Gráfica de sucesos verdaderos, aleatorios y verdaderos extrapolados en función de la actividad.
Uniformidad	Medir la uniformidad de la respuesta del tomógrafo a una fuente uniforme.	Maniquí cilíndrico lleno de agua y <sup>18</sup> F.	Imagen reconstruida con todas las correcciones, y atenuación calculada.	No uniformidad y coeficiente de variación para: cada plano, el volumen y el sistema.
Corrección de la dispersión	Medir la precisión del método de corrección de los sucesos de dispersión.	Maniquí cilíndrico lleno de agua y <sup>18</sup> F, y un cilindro interior con agua sin actividad.	Imagen reconstruida con todas las correcciones, y atenuación calculada.	Fracción de dispersión remanente para cada corte y promedio.
Corrección de tasa de cuentas	Medir la precisión de la corrección por pérdida de sucesos, causado por el tiempo muerto y los sucesos aleatorios.	Maniquí cilíndrico lleno de agua y <sup>18</sup> F. Se hacen medidas con distintos niveles de actividad.	Imagen reconstruida con todas las correcciones.	Gráfica del error relativo de la tasa de sucesos medidos respecto a los verdaderos en función de la actividad.
Corrección de atenuación	Medir la precisión del método de transmisión, en la corrección de atenuación.	Maniquí cilíndrico lleno de agua y <sup>18</sup> F, con tres cilindros internos con distintas densidades (aire, agua y sólido).	Imagen reconstruida con todas las correcciones, y atenuación medida.	Para cada plano: error relativo del número de sucesos medidos para cada material respecto al fondo.

Tabla I. Resumen de las pruebas NEMA NU 2-1994 para caracterizar el funcionamiento del tomógrafo PET

[3]. La revisión de los procedimientos NEMA [4] les sitúa en unas condiciones de medida más clínicas, incluyéndose por ejemplo la presencia de radiación dispersa en alguna medida.

En la tabla I se resumen, aunque sin alcanzar todos sus detalles, las pruebas que caracterizan el funcionamiento de un tomógrafo PET, de acuerdo con el protocolo NEMA NU 2-1994 [1]. Estas pruebas pueden agruparse en dos grupos. El primero incluye medidas básicas intrínsecas: 1) resolución espacial, 2) fracción de dispersión, 3) sensibilidad, y 4) pérdida de cuentas y medida de sucesos aleatorios. Un segundo grupo incluye la medida de la bondad de las correcciones de distintos efectos físicos que suceden en el proceso de detección: 5) uniformidad tomográfica, 6) corrección de radiación dispersa, 7) corrección de atenuación y 8) corrección por tasa de cuentas. Las pruebas son sencillas de realizar requiriendo unos maniqués específicos. La mayor dificultad reside quizás en la disponibilidad de los programas adecuados para analizar los sinogramas y las imágenes que se generan en las distintas pruebas. El maniqué básico es un cilindro (radio exterior de 20 cm y altura interior de 19 cm) que acoplado diferentes accesorios internos (fuente lineal y 3 cilindros de distinta densidad) permite realizar las distintas pruebas. Las pruebas se realizan con fuentes de  $^{18}\text{F}$ , ya que la utilización de otro emisor de positrones puede conducir a resultados diferentes; así, el mayor rango del positrón del  $^{68}\text{Ga}$  desaconseja su uso para la medida de la resolución espacial.

En el protocolo NEMA NU 2-2001 [2] la prueba de resolución espacial es muy parecida, pero con una fuente puntual y evaluándose el ancho com-

pleto a mitad y a un décimo de altura. Una prueba engloba las medidas de la radiación dispersa, pérdidas por tiempo muerto y medida de sucesos aleatorios. En éstas utiliza un maniqué cilíndrico de polietileno de 700 mm de longitud con una fuente lineal desplazada 45 mm del eje del maniqué, y además de evaluarse los sucesos totales, verdaderos, aleatorios y dispersos para distintas actividades, se mide el parámetro NEC (noise equivalent count rate) que es una estimación del ritmo de cuentas útil en presencia de niveles cambiantes de sucesos dispersos y aleatorios. La sensibilidad se evalúa libre de atenuación de los fotones de aniquilación que se produce en el medio, para ello se efectúa medidas sucesivas de una fuente lineal (700 mm) con distintos absorbentes conocidos. La prueba de precisión de las correcciones por pérdidas y sucesos aleatorios se realiza asimismo con el maniqué de la fuente lineal (con absorbente) de 700 mm. Una última prueba incluye la evaluación de la calidad de imagen y la bondad de las correcciones de atenuación y radiación dispersa, donde se simulan las condiciones clínicas con lesiones calientes y frías en un maniqué "de cuerpo" con actividad de fondo, y el maniqué de la fuente lineal de 700 mm a continuación para simular el resto del cuerpo.

A continuación se revisan las pruebas que se consideran fundamentales en un programa de control de calidad del tomógrafo PET: la prueba de estabilidad del to-

mógrafo, resolución espacial, sensibilidad y uniformidad tomográfica. Estas pruebas son muy sencillas y se describen según se realizan en nuestro tomógrafo PET. La prueba de estabilidad debiera realizarse diariamente, la periodicidad de las otras tres sería trimestral, mientras que las pruebas no fundamentales podrían realizarse anualmente.

### **Prueba de estabilidad del equipo**

Esta prueba evalúa la uniformidad de la respuesta de los detectores del tomógrafo PET. Para ello determina las diferencias en la eficiencia de los detectores respecto a unos valores de referencia. Debido a la complejidad y variedad de equipos, en la prueba se siguen las recomendaciones del fabricante. En general, se realiza una "adquisición en blanco", estudio de emisión en 2D de las fuentes de transmisión o en 3D del maniqué de uniformidad, normalmente antes de empezar los estudios diarios y con una estadística suficiente (20.000 cuentas por abanico de líneas de coincidencia).

Para determinar la uniformidad en la respuesta, se comparan las eficiencias con las de una "adquisición en blanco"

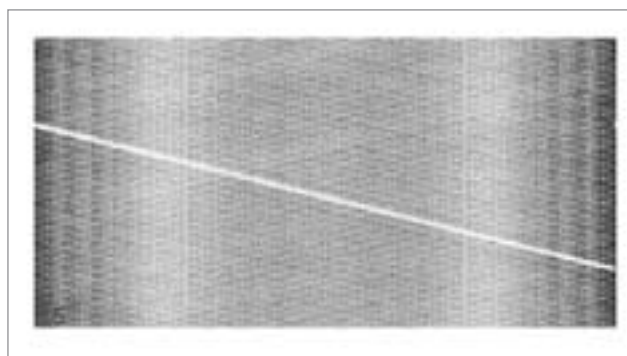


Figura 1. Prueba de estabilidad: el sinograma de la adquisición en blanco muestra un fallo en las líneas de coincidencia de un bloque detector, en las que no se han detectado sucesos.

de referencia, adquirida después de la normalización del equipo. Se pueden registrar distintos parámetros:

- Diferencias entre bloques detectores y la media de todos los bloques superiores a 10%.
- Número de bloques detectores cuya diferencia respecto a la media supera las tres desviaciones estándar.
- Desviación o variancia entre la "adquisición en blanco" y la de referencia.

Además del análisis numérico o estadístico, debe realizarse una inspección visual del sinograma de la "adquisición en blanco" (figura 1), que es útil para evaluar si los detectores que no funcionan correctamente se agrupan con algún patrón geométrico o si hay líneas de coincidencia sin eventos registrados.

**Resolución espacial**

La resolución espacial del sistema caracteriza su habilidad para distinguir dos puntos cercanos en la imagen reconstruida. El propósito de esta prueba es determinar la anchura de la función de dispersión de punto (PSF) por medio de la anchura a mitad de altura (FWHM), para lo cual puede utilizarse una fuente puntual o lineal dispuesta paralela al eje del tomógrafo. La resolución transversa debe evaluarse en dos direcciones: a lo largo de la dirección radial (resolución radial) y perpendicular a ésta (resolución tangencial). La resolución axial evalúa la capacidad del sistema de distinguir a lo largo de la dirección axial del tomógrafo PET.

La medida de la resolución transversa (radial y tangencial) se realiza posicionando la fuente lineal paralela al eje y a intervalos de 50 mm a lo largo de los ejes cartesianos. La resolución axial se mide con una fuente puntual suspen-

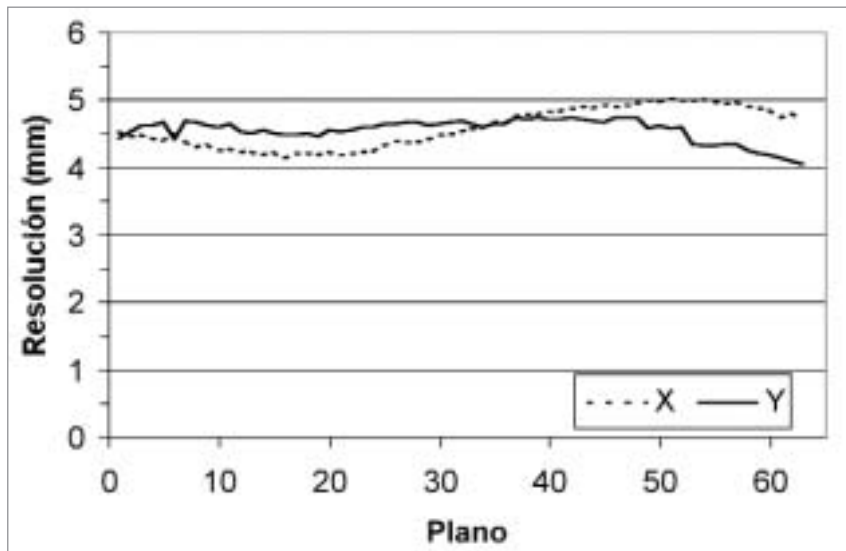


Figura 2. Prueba de resolución: resolución tomográfica tangencial (X) y radial (Y) en función del plano de detección, para coordenadas centrales (x=0, y=0) de la fuente lineal.

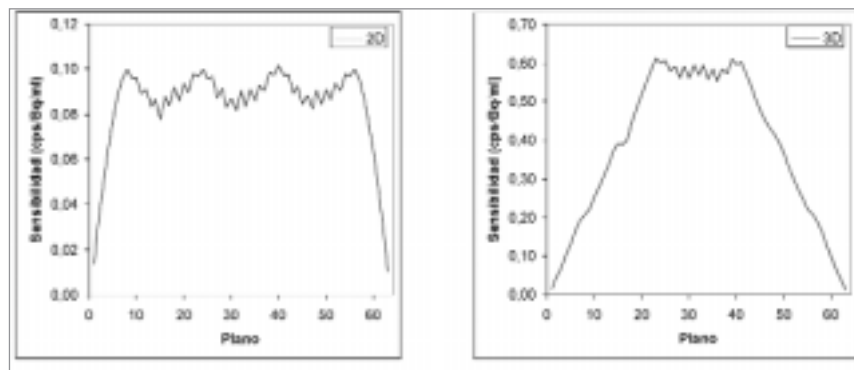


Figura 3. Prueba de sensibilidad: Variación de la sensibilidad del tomógrafo para los distintos planos de detección en modo de adquisición 2D (izquierda) y 3D (derecha).

dida en aire en puntos distantes 50 mm en la dirección radial y axial. La resolución del tomógrafo PET vendrá caracterizada, para cada radio, por los valores medios sobre todos los planos de las resoluciones radiales, tangenciales y axiales (figura 2).

**Sensibilidad**

La sensibilidad volumétrica define la tasa de sucesos de coincidencia detectados en presencia de una fuente de actividad conocida, con unos niveles

de radiación tales que las pérdidas por tiempo muerto y sucesos aleatorios sean despreciables. De este modo la sensibilidad de sucesos verdaderos se obtiene sustrayendo a los sucesos detectados (totales) la fracción de dispersión. La sensibilidad depende de la eficacia de los detectores, del modo de adquisición con septos (2D) o sin septos (3D), la ventana energética y de las líneas de coincidencia que se establezcan para la formación de cada plano.



Radiofármaco	Órgano crítico	Dosis absorbida (μGy/MBq)	Dosis efectiva (μSv/MBq)	Referencia
<sup>18</sup> FDG	Pared vejiga	160	19.0	8
<sup>18</sup> FDOPA	Pared vejiga	150	19.9	17
<sup>11</sup> C-Met	Pared vejiga	27	5.2	13
<sup>15</sup> O-Agua	Corazón	2.0	0.93	8
<sup>13</sup> NH <sub>3</sub>	Pared Vejiga	8.1	2.0	12
<sup>18</sup> F-Colina	Riñón	219	27	14
<sup>11</sup> C-Colina	---	---	6.8	16
<sup>18</sup> F-FHBG	Pared vejiga	94	15.9	18

Tabla II. Dosis efectiva y dosis absorbida por el órgano crítico por unidad de actividad administrada para diversos radiofármacos

Radiofármaco	Actividad (MBq)	Dosis absorbida al órgano crítico (mGy)	Dosis efectiva (mSv)
<sup>18</sup> FDG	425*	68.1	8.08
<sup>18</sup> FDOPA	136*	20.4	2.71
<sup>11</sup> C-Met	392*	10.6	2.04
<sup>15</sup> O-Water	414*	0.9	0.38
<sup>13</sup> NH <sub>3</sub>	622*	5.0	1.24
<sup>11</sup> C-Colina	740	---	5.03
<sup>18</sup> F-FHBG	370	34.8	5.88
* valores medios del año 2001 [7]			

Tabla III. Actividad administrada al paciente, dosis absorbida al órgano crítico y dosis efectiva para los radiofármacos PET utilizados en la Clínica Universitaria de Navarra.

da del sinograma de transmisión.

En la prueba se evalúa la uniformidad intra-cortes, la uniformidad del tomógrafo en todo el campo de visión (volumen) y la uniformidad inter-cortes; se aportan los valores máximo y mínimo de las tres uniformidades y sus coeficientes de variación.

La adquisición de la imagen con una mayor o menor estadística hace que la falta de uniformidad observada refleje las imperfecciones del sistema o las fluctuaciones estadísticas, respectivamente. La no uniformidad de la imagen introduce artefactos que pueden limitar la habilidad de cuantificar la distribución del radionúclido en el organismo, siendo las fluctuaciones estadísticas las que predominan en los estudios con pacientes.

### DOSIS DEBIDA A DISTINTOS RADIOFÁRMACOS PET

La dosis de radiación recibida por un paciente al realizarle una exploración PET es debida a la distribución del radiofármaco en su organismo y además, en la mayoría de los casos, a la realización de un estudio de transmisión con fuentes radiactivas (o en equipos más modernos con tubos de rayos X).

La cuantificación en los estudios PET, donde el valor del pixel corresponde a Bq/mL, requiere corregir la atenuación que sufren los fotones de 511 keV al atravesar el cuerpo del paciente. La medida del mapa de transmisión es un método efectivo para generar los mapas de atenuación. Para ello se han empleado clásicamente fuentes de <sup>137</sup>Cs o <sup>68</sup>Ge.

En un estudio con un maniquí antropomórfico y dosímetro de termoluminiscencia, en un tomógrafo ECAT EXACT HR+ dotado de 3 fuentes lineales de

La sensibilidad volumétrica se registra como cps/concentración de actividad, y es la suma de la sensibilidad de cada corte. El valor de este parámetro debe ser independiente del procesado (como un suavizado de la imagen), por ello se evalúa en los sinogramas sin efectuar las correcciones de normalización y atenuación. La medida se realiza sobre un maniquí cilíndrico con un volumen conocido de agua al que se le ha añadido una actividad conocida de <sup>18</sup>F, aunque como control de calidad se puede utilizar un maniquí cilíndrico con actividad uniforme de <sup>68</sup>Ge. La representación gráfica de la sensibilidad en función del corte (figura 3) muestra la variación de la sensibilidad en función de los planos.

### Uniformidad tomográfica

La uniformidad de un sistema tomográfico caracteriza su habilidad para medir la misma actividad independiente de su localización dentro del campo de visión. El objetivo de la prueba será medir en la imagen reconstruida las desviaciones de una respuesta uniforme. La medida de las desviaciones indicará el grado de no uniformidad. La imagen reconstruida debe analizarse aplicando todas las correcciones (normalización, variación de la sensibilidad en cada corte, tiempo muerto, por sucesos aleatorios y por sucesos dispersos). La corrección de atenuación se efectúa por el método de cálculo (analíticamente), en lugar de la medi-

$^{68}\text{Ge}$  y sin utilizar métodos de segmentación, se ha observado que la dosis efectiva es de 0.037 mSv para un estudio de cerebro, 0.11 mSv para estudios cardíacos y de 1 mSv para procedimientos oncológicos de cuerpo entero de [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG (con 6 transmisiones de 15 minutos) [5]. Con la introducción de equipos PET/CT, en los que el mapa de atenuación se obtiene con un CT, la exposición a la radiación aumenta desde 0.4 hasta 3.3 mSv, según se utilicen corrientes de 10 ó 80 mA [6]; aunque estos valores dependen de los parámetros de operación del equipo CT, se observa que la dosis de radiación no es despreciable respecto a la debida a los estudios de emisión.

Existe una gran variedad de radiofármacos PET, pero su uso no es regular. El radiofármaco más utilizado es la [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG. En el año 2001, en nuestro centro PET se empleó en el 89.6 % de los procedimientos suponiendo el 91.7 % de la actividad administrada a los pacientes y el 97.4 % de la dosis colectiva [7]. En las tablas II y III se resumen la dosis absorbida por el órgano crítico y la dosis efectiva de distintos radiofármacos PET disponibles en la Clínica Universitaria de Navarra.

### [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG

La 2-[ $^{18}\text{F}$ ]-fluoro-2-deoxi-D-glucosa ([ $^{18}\text{F}$ ]-FDG) se incorpora al espacio celular por el mismo mecanismo de transporte que la glucosa, sufriendo un proceso de fosforilización, transformándose en FDG-6-Fosfato, no siendo degradada por procesos metabólicos posteriores. Por tanto, el depósito de [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG es proporcional al consumo de glucosa exógena, reflejando el metabolismo glicídico. La concentración de [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG en las células tumorales, en consecuencia, refleja el aumento de

su metabolismo glicídico para mantener una elevada tasa de crecimiento y/o proliferación.

La dosis efectiva por la administración intravenosa de [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG es 19  $\mu\text{Sv}/\text{MBq}$  [8]. Una publicación reciente del Comité MIRD [9] ha estimado la "dosis a cuerpo total" en 12  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ , basada en la energía total depositada en el cuerpo dividida por la masa total del cuerpo, distinta a la "dosis efectiva" de la ICRP.

El órgano crítico es la pared de la vejiga, con una dosis absorbida de 160  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ , seguida del corazón, cerebro, riñones y útero con 62, 28, 21 y 21  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$  respectivamente [8]. Por otro lado, la estimación de la dosis absorbida por el comité MIRD es de 73  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$  para la pared de la vejiga, y de 68, 46, 24 y 21  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$  para corazón, cerebro, hígado y riñones, respectivamente. En esta estimación, la dosis a la pared de la vejiga se ha realizado con un vaciamiento de la vejiga en intervalos de 120 minutos a partir de 120 minutos de la administración de la [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG.

### [ $^{15}\text{O}$ ]-Agua

El flujo sanguíneo cerebral puede ser evaluado de forma no invasiva mediante estudios de PET con  $\text{H}_2^{15}\text{O}$  ([ $^{15}\text{O}$ ]-Agua). Además, el corto periodo de semidesintegración del  $^{15}\text{O}$  (2 minutos) permite realizar estudios sucesivos del sujeto sometido a diferentes estímulos (motrices, sensitivos, cognitivos, ...).

La dosis efectiva del [ $^{15}\text{O}$ ]-Agua es de 0.93  $\mu\text{Sv}/\text{MBq}$ . [8]. Debido a que el agua difunde libremente, no hay un órgano crítico especial; pudiéndose considerar críticos aquellos órganos que tengan una perfusión elevada, como el corazón, riñones, hígado y pulmón, con una dosis absorbida de 1.9, 1.7,

1.6 y 1.6  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$  respectivamente [8]. Otros autores apuntan dosis distintas, aunque del mismo orden de magnitud, como Brihaye que estima la dosis absorbida en 1.15  $\mu\text{Sv}/\text{MBq}$  [10].

### [ $^{13}\text{N}$ ]-Amonio

A pesar de no difundir libremente como el [ $^{15}\text{O}$ ]-Agua, el  $^{13}\text{NH}_3$  ([ $^{13}\text{N}$ ]-Amonio) se utiliza en los estudios de flujo miocárdico por permitir obtener imágenes de elevada calidad en PET y aplicar modelos cinéticos. El [ $^{13}\text{N}$ ]-Amonio se convierte en [ $^{13}\text{N}$ ]-glutamina por medio de la glutamina sintetasa, y queda atrapado en el tejido miocárdico.

Para el [ $^{13}\text{N}$ ]-Amonio, la dosis efectiva es de 2.0  $\mu\text{Sv}/\text{MBq}$  [11]. El órgano crítico es la pared de la vejiga con 8.1  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ . Los otros órganos con mayor dosis son los riñones, el cerebro y el hígado con 4.6, 4.2 y 4.5  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$  respectivamente [12].

### [ $^{11}\text{C}$ ]-Metionina

La L-[metil- $^{11}\text{C}$ ]metionina es un aminoácido con una elevada tasa de captación cerebral, siendo útil para medir *in vivo* el grado de transporte de aminoácidos. Se utiliza en el diagnóstico de tumores porque se ha demostrado un incremento de la incorporación de aminoácidos en los tejidos neoplásicos.

Deloar y cols [13] han determinado la dosimetría interna tras la administración intravenosa de [ $^{11}\text{C}$ ]-Metionina utilizando la metodología MIRD. En la evaluación de la actividad acumulada consideran sólo la desintegración radiativa tras la última medida, lo cual lleva a la sobreestimación de las dosis absorbidas. La dosis efectiva determinada de acuerdo con ICRP-60 es de 5.2  $\mu\text{Sv}/\text{MBq}$ .

El órgano crítico es la pared de la vejiga con una dosis absorbida de 27



$\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ , seguida del páncreas (19  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ ), hígado (18  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ ) y riñones (11  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ ).

### **[<sup>18</sup>F]-Colina**

La colina es un precursor de la fosfatidilcolina, un fosfolípido esencial en la membrana celular. Los tumores malignos muestran una alta proliferación y aumento del metabolismo de los componentes de la membrana celular, llevando a un aumento de la captación de colina.

La estimación dosimétrica por DeGrado [14] se ha realizado en base a los datos de distribución en tejidos obtenidos en un modelo de rata y utilizando el código MIRDose [15]. La dosis efectiva equivalente es de 27  $\mu\text{Sv}/\text{MBq}$ . Los órganos críticos son los riñones con 219  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ . El hígado y la pared de la vejiga reciben una dosis de 81 y 13  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ , respectivamente. Los autores reconocen que deben refinarse los datos a partir de la biodistribución en personas.

### **[<sup>11</sup>C]-Colina**

Kotzerke y cols [16] estiman la exposición a la radiación aproximadamente en 5 mSv para una inyección intravenosa de 740 MBq (6.8  $\mu\text{Sv}/\text{MBq}$ ), asumiendo valores derivados a partir de la <sup>11</sup>C-Metionina. En este supuesto, la dosis efectiva es 4 veces menor que la debida a la <sup>18</sup>F-Colina.

### **[<sup>18</sup>F]-FDOPA**

La [<sup>18</sup>F]-FDOPA es un radiotrazador análogo a la L-Dopa y se utiliza para evaluar la función dopaminérgica presináptica mediante PET. Así, la acumulación específica de [<sup>18</sup>F]-FDOPA en las terminaciones nerviosas nigroestriadas a nivel de núcleo caudado y de puta-

men reflejan el transporte, la decarboxilación, la captación vesicular y el almacenamiento en los terminales nerviosos presinápticos, y el número de neuronas dopaminérgicas funcionantes. Por ello es muy útil en la evaluación de la enfermedad de Parkinson cuya principal característica bioquímica es la degeneración o muerte neuronal de las neuronas dopaminérgicas nigroestriadas.

En la dosimetría de la [<sup>18</sup>F]-FDOPA se asume que el estudio PET se realiza habiendo realizado un tratamiento previo al sujeto con la administración oral de carbidopa, normalmente 100 mg una hora antes de la inyección de la [<sup>18</sup>F]-FDOPA. Además, el sujeto habrá vaciado la vejiga antes de entrar en el tomógrafo PET y de la inyección de la [<sup>18</sup>F]-FDOPA (con adquisición dinámica desde la inyección del radiotrazador). En estas condiciones, la dosis efectiva es de 19.9  $\mu\text{Sv}/\text{MBq}$  [15].

La pared de la vejiga es el órgano crítico con una dosis absorbida de 150  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ . Dosis a otros órganos son 27.4, 19.7 y 18.6  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$  para los riñones, el páncreas y el útero, respectivamente. Para el resto de los órganos, la dosis es un orden de magnitud inferior a la correspondiente a la pared de la vejiga [15].

### **[<sup>18</sup>F]FHBG**

El [<sup>18</sup>F]FHBG se utiliza como sonda reportera para obtener imágenes de la expresión del gen reportero del virus del herpes simple Tipo-1 timidin kinasa (HVS1-tk). Este es un gen suicida para terapia génica del cáncer.

En un estudio de farmacocinética y dosimetría del [<sup>18</sup>F]FHBG, Yaghoubi y cols [16] han utilizado el programa MIRD 3.0 para estimar las dosis tras la administración intravenosa del

compuesto. La dosis efectiva es de 15.9  $\mu\text{Sv}/\text{MBq}$ . El aclaramiento del [<sup>18</sup>F]FHBG hacia la vejiga es rápido, acumulándose el 52% de la actividad inyectada en los primeros 45 minutos después de la inyección. El órgano crítico es la pared de la vejiga con una dosis absorbida de 94.2  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ , considerando el vaciamiento de la vejiga cada hora; dosis que se reduciría a 50  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$  si el intervalo de vaciamiento fuera de media hora.

### **OPTIMIZACIÓN DE LA CALIDAD DE IMAGEN Y DE LA DOSIS**

Establecida la indicación de un estudio diagnóstico PET con un tomógrafo determinado, cada centro deberá encontrar el mejor procedimiento con el fin de obtener una imagen diagnóstica de alta calidad y con la menor dosis de radiación al paciente. Cada fabricante de tomógrafos dota a sus equipos con una gran versatilidad de modos de adquirir los sinogramas (o proyecciones) y reconstruirlas.

La calidad de la imagen ha mejorado notablemente con la introducción de los algoritmos iterativos de reconstrucción y aplicando la segmentación en el proceso de obtención de los mapas de atenuación del paciente. Los métodos iterativos presentan algunas ventajas sobre la retroproyección filtrada, produciendo normalmente imágenes con mejor resolución y menor ruido, por ello son útiles en estudios con bajo contraste y pobre estadística, como es el caso de los estudios de cuerpo entero. La segmentación determina los contornos del paciente, camilla y órganos, y sustituye los coeficientes de atenuación medidos por los conocidos. Con esta aproximación se reducen los artefactos introducidos por una imagen de transmisión de baja estadística, se

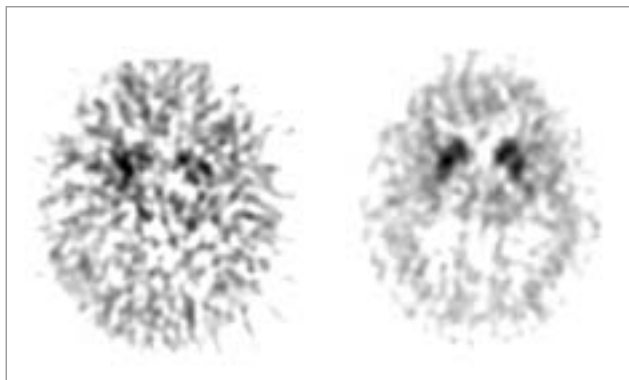


Figura 4. Imágenes de 5 minutos a nivel de los ganglios basales en un estudio PET a los 90 minutos de la administración intravenosa de [<sup>18</sup>F]DOPA, adquiridas en modo 2D (izquierda) y 3D (derecha). Se observa la falta de contraste en la imagen de 2D debido a la menor sensibilidad, cuya peor estadística conlleva un mayor ruido en la imagen.

mantienen los detalles de las estructuras, y el tiempo empleado en la transmisión es menor [19], reduciéndose proporcionalmente la dosis de radiación.

El método más directo para reducir la dosis efectiva al paciente es la reducción de la actividad administrada, para ello el modo de adquisición en 3D (debido al aumento en la sensibilidad de detección) es el factor más determinante. Para optimizar la dosis absorbida en los distintos órganos, los esfuerzos deben ir dirigidos al órgano crítico, que para los estudios PET es la pared de la vejiga. Finalmente, la preparación adecuada del sujeto para el estudio permite mejorar la calidad de las imágenes PET que se obtendrán, optimizándose la captación del radiofármaco y, en consecuencia, la dosis absorbida por los distintos órganos.

### Adquisición de los estudios en modo 3D

La mayoría de los tomógrafos PET disponen de unos anillos septales que están situados en los espacios

que hay entre los anillos de cristales detectores. Estos septos son unos discos estacionarios de material absorbente, generalmente de tungsteno, de aproximadamente 1 mm de espesor y entre 12 y 16 cm de longitud. Su función es disminuir el flujo de actividad fuera de plano y los fotones

dispersos en cada plano, reduciendo tanto las coincidencias al azar como las de dispersión. Cuando se utilizan se dice que la adquisición es en "2D". Como consecuencia, la eficiencia de detección será menor (ya que también se reduce la tasa de coincidencias verdaderas), pero se mejora la relación de sucesos en coincidencia respecto a los de no coincidencia. Además, estos anillos septales mejoran la resolución axial.

La no utilización de anillos septales (modo de adquisición de "3D") mejora la sensibilidad global al permitir sucesos coincidentes entre detectores de todos los anillos. Esta configuración precisa la utilización de una reconstrucción 3D, en lugar de la 2D. La relación señal/ruido (en un maniquí cilíndrico) mejora en un factor 2.8 cuando no se utilizan los anillos septales [20], produciendo asimismo un aumento global de las coincidencias en un factor 5.2. En otros estudios, el aumento de la sensibilidad al quitar los anillos septales es de un factor 7, aunque acompañado de una disminución de la resolución de

6.9 a 7.7 mm (en el centro del campo de visión) [21]. El aumento de la sensibilidad, al utilizar la reconstrucción 3D sin septos, conlleva una mejora de la calidad de la imagen. La generación actual de tomógrafos lleva incorporada la posibilidad de trabajar con anillos septales retráctiles, permitiendo la adquisición 2D ó 3D. La retirada del septo estará indicada:

- Para reducir la actividad administrada (como en los estudios de activación con [<sup>15</sup>O]-agua, y en estudios con niños o voluntarios sanos)
- Para reducir el tiempo de adquisición (en estudios con [<sup>18</sup>F]-FDG)
- Cuando se pretenda mejorar la estadística de la imagen (como en estudios cerebrales con [<sup>18</sup>F]-FDG y [<sup>18</sup>F]-DOPA, ilustrado en la figura 4)

La utilización del modo de adquisición 3D es habitual en estudios de neurología, lo cual ha permitido obtener imágenes con un mejor estadística y reducir la actividad inyectada al paciente. En estudios de activación cerebral con [<sup>15</sup>O]-agua y realizando un análisis estadístico paramétrico de las imágenes, Isoardi y cols [22] han mostrado que al trabajar en 3D se podría inyectar al paciente tan solo 185 MBq sin comprometer la significación estadística de los resultados, reduciéndose la actividad que se daba en modo 2D, que era hasta 12 veces mayor (con tomógrafos trabajando en 2D se han administrado 2220 MBq por estudio).

En una revisión del uso de los distintos radiofármacos en Alemania, durante 1999, Brix y cols. [23] observan en los estudios de [<sup>18</sup>F]-FDG realizados en modo 3D, que la mediana de la actividad era la mitad



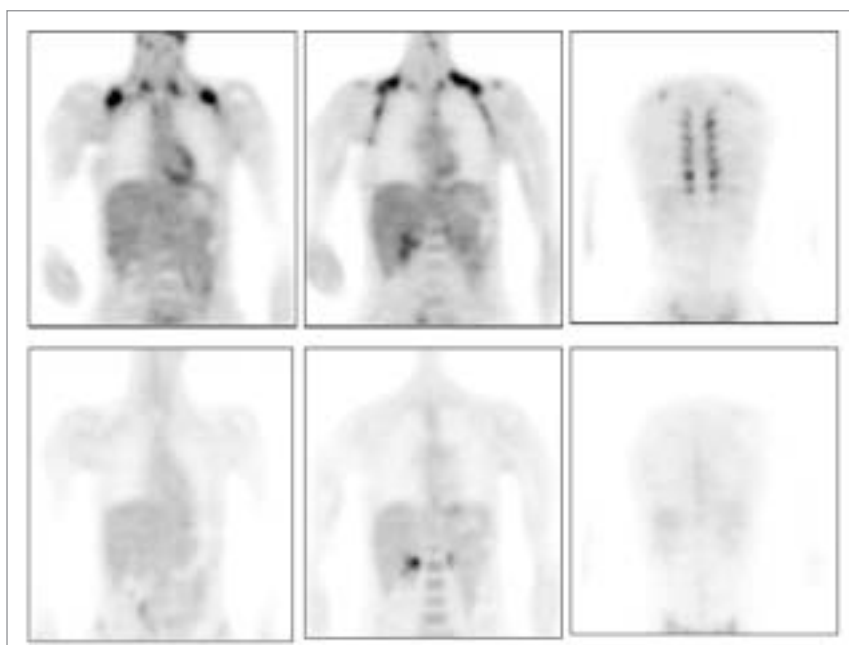
de la correspondiente en el modo de adquisición 2D, reduciéndose en la misma proporción la dosis al paciente. Basándose en el análisis estadístico de los datos de que se disponía (48 centros PET), proponían el establecimiento de niveles de referencia para el diagnóstico con [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG en 370 y 200 MBq para los modos de adquisición de 2D y 3D, respectivamente.

### **Reducción de la dosis a la pared de la vejiga**

Debido al corto periodo de semideintegración de los radionúclidos emisores de positrones, y en particular para el  $^{18}\text{F}$ , utilizado para el marcaje del radiofármaco PET más empleado ([ $^{18}\text{F}$ ]-FDG), una gran parte de la dosis absorbida a la pared de la vejiga se recibe antes del primer vaciamiento de la vejiga.

Con el fin de reducir la dosis a la pared de la vejiga, diversos autores han estudiado la modificación de los protocolos PET, incluyendo manipulaciones como la hidratación del sujeto y el vaciamiento de la vejiga en tiempos tempranos.

La dosis a la pared de la vejiga ha sido un factor limitante de la actividad administrada para la realización de estudios, como es el caso de la [ $^{18}\text{F}$ ]-FDOPA. El tratamiento previo con carbidopa en los estudios PET con [ $^{18}\text{F}$ ]-FDOPA es una práctica habitual. Su función es el bloqueo del aminoácido decarboxilasa (AAAD) periférico, al prevenir la decarboxilación de la [ $^{18}\text{F}$ ]-FDOPA a [ $^{18}\text{F}$ ]-Dopamina fuera del cerebro. Ello cambia la evolución temporal del metabolismo de la [ $^{18}\text{F}$ ]-FDOPA y de sus metabolitos, lo cual mejora la calidad de las imágenes cerebrales. Por ello, los valores dosimétricos en la vejiga y extracebrales ob-



*Figura 5. Estudio de cuerpo con [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG en planos coronales. En la fila superior se aprecia retención intensa del radiotrazador en grupos musculares paravertebrales y en la región superior del tórax. En la fila inferior, con la administración de un miorrelajante 30 minutos antes de la inyección de [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG se evita la tensión muscular del paciente durante la realización del estudio, con ausencia de retención muscular del radiofármaco.*

tenidos por Brown [17], usando carbidopa, son menores que los obtenidos por otros autores que no utilizan carbidopa.

En estudios de [ $^{18}\text{F}$ ]-FDOPA, sin tratamiento previo con carbidopa, en los que los pacientes bebieron 350 mL de agua antes de iniciar el estudio PET, se ha observado una dosis a la pared de la vejiga de 150  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$  si se producía un vaciado de la vejiga a los 40 minutos de la administración de la [ $^{18}\text{F}$ ]-FDOPA, y un segundo vaciamiento a los 120 minutos [24]. En otro estudio de Lu y cols [25], se ha observado la reducción de la dosis a la pared de la vejiga de 497 a 320  $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$  cuando los pacientes se hidrataban antes de la realización del estudio PET con [ $^{18}\text{F}$ ]-FDOPA.

### **Preparación del paciente y calidad del estudio PET**

La preparación del paciente depende del radiofármaco PET que se emplee en el estudio y tiene por objetivo la obtención de un estudio de calidad óptima, maximizando la captación del radiofármaco en los órganos o tejidos de interés y reduciéndose al mínimo en el resto del organismo, mejorando así la relación señal/fondo y la calidad de la imagen.

#### *Ayunas*

En la mayoría de los estudios PET es conveniente que el paciente esté en ayunas con el fin de optimizar la captación del radiofármaco y así hacerlo independiente de la dieta e ingesta

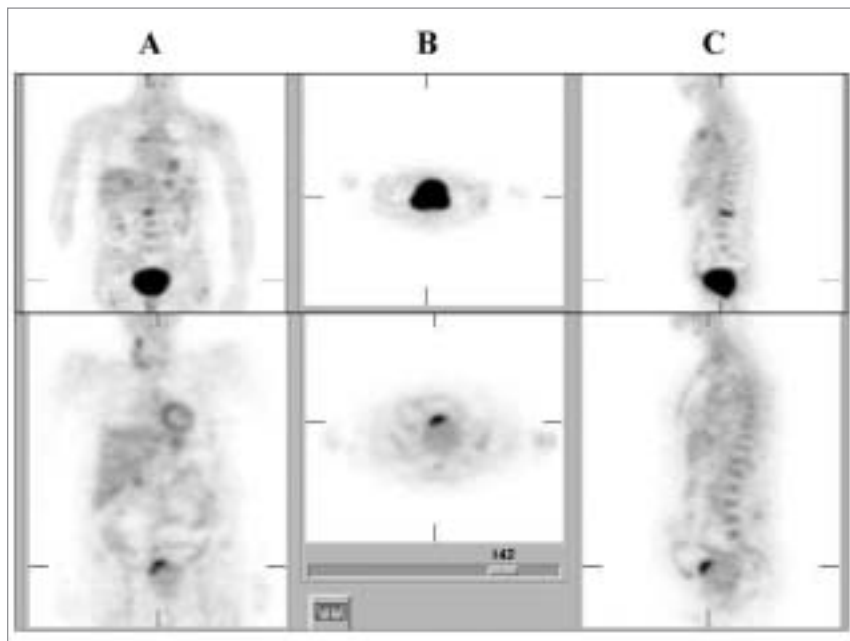


Figura 6. Estudio de cuerpo con  $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$  en planos coronales (A), transaxiales (B) y sagitales (C). En la fila superior la elevada concentración de  $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$  en orina impide detectar un tumor en la pared de la vejiga, que se identifica sin dificultad en la fila inferior, tras sondar al paciente y realizar llenado vesical retrógrado; procedimiento que también reduce la dosis absorbida en la pared de la vejiga.

de alimentos de las últimas horas, en particular de glucosa y proteínas.

En los estudios con  $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$ , los pacientes deben permanecer en ayunas entre las 4 y 6 horas previas a la exploración, con el fin de reducir la utilización de la glucosa fisiológica y situar la insulina en valores próximos a un nivel basal. Se consigue así minimizar la captación de  $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$  por parte de determinados órganos como el corazón, aunque prolongar este estado de hipoglucemia podría incrementar la captación gástrica. Los pacientes diabéticos deben tomar su medicación anti-diabética el día de la prueba, acudiendo al centro a primera hora.

En estudios con  $[^{18}\text{F}]\text{FDOPA}$  y  $[^{11}\text{C}]\text{Metionina}$ , las ayunas se refieren más a la ingesta de proteínas porque

interfieren el transporte a través de la barrera hematoencefálica.

#### Determinación sérica de glucosa

A los pacientes se les realiza una determinación de glucemia antes de la inyección de  $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$  para comprobar que presentan unos niveles de glucosa inferiores a 140 mg/dl. Si se supera esa cifra se puede retrasar la exploración, recomendándoseles esperar y beber agua, si no son excesivamente elevados los niveles de glucemia detectados. Se puede administrar insulina subcutánea o intravenosa en aquellos pacientes con unos niveles más altos, en cuyo caso conviene retrasar también la administración de la  $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$  (2 horas en el caso de la subcutánea y 1 hora en la intravenosa) ya que se incrementa ini-

cialmente la incorporación muscular de glucosa respecto a otros tejidos.

#### Relajantes musculares

En ocasiones, cuando la interpretación del estudio requiera un exhaustivo análisis del cuello y mediastino, se puede indicar la administración de un relajante muscular, p.e. tetrazepan 50 mg vía oral 30 minutos antes de la inyección de  $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$ . También puede ser conveniente en pacientes con cierta ansiedad ante la prueba administrar bien un relajante muscular o un ansiolítico, ya que se puede ver aumentada tanto la actividad muscular cervical y espinal como de la musculatura respiratoria y de extremidades superiores (figura 5).

#### Administración del radiofármaco

El radiofármaco se administra normalmente por vía intravenosa en el antebrazo y en el caso de lateralidad de la lesión a estudiar o zona de interés (miocardio, carcinomas de mama, sarcomas de extremidad superior, adenopatías axilares,...) en la extremidad contralateral a la misma. En ocasiones puede ser conveniente realizar la inyección en el pie, p.e. en melanomas de extremidad superior.

#### Incorporación de radiofármacos

Cada radiofármaco tiene una cinética diferente, de modo que el tiempo de incorporación, desde su administración hasta que se realiza el estudio será variable. Durante este periodo de tiempo, las condiciones en las que se encuentre el sujeto deberán ser tales que no se condicione o modifique la captación del radiofármaco en la zona de estudio PET.



Así, para la [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG debe transcurrir un mínimo de 40 minutos tras su inyección, siendo recomendable esperar hasta los 50-60 minutos para alcanzar una tasa de incorporación de la glucosa máxima estable. Durante este tiempo el paciente debe permanecer en reposo, en una postura cómoda y relajado, teniendo especial cuidado en la posición del cuello y la cabeza. Una tensión mantenida de cualquier grupo muscular producirá una captación anormalmente elevada que dificultará la evaluación del estudio (figura 5). La temperatura de la habitación será la adecuada para evitar que, ante el frío, se produzca un aumento del metabolismo de la grasa parda.

En los estudios del flujo sanguíneo cerebral con [ $^{18}\text{O}$ ]-agua, la adquisición se realiza un minuto después de la administración del radiofármaco, debiéndose prevenir al paciente de cualquier estímulo, salvo del que sea objeto de estudio. En caso contrario, la imagen PET no reflejará la respuesta al estímulo deseado.

#### *Hidratación y manipulación de la diuresis*

Para una correcta evaluación de la pelvis, del retroperitoneo o de las glándulas suprarrenales puede ser conveniente la hidratación oral y/o intravenosa del paciente tras la inyección de [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG, la colocación de un sondaje vesical y la administración de furosemida (0.25 mg/kg). Además puede llenarse la vejiga de forma retrógrada con suero fisiológico, eliminándose así los posibles artefactos producidos por la actividad de la [ $^{18}\text{F}$ ]-FDG filtrada en una orina concentrada a lo largo del recorrido, sirviendo además como referencia ana-

tómica (figura 6). Estos procedimientos contribuyen no sólo a mejorar la calidad e la imagen sino también a disminuir la dosis en la pared de la vejiga.

#### **REFERENCIAS**

1. National Electrical Manufacturers Association, Performance Measurements of Positron Emission Tomographs, NEMA Standards Publication NU 2-1994, Washington, 1994.
2. National Electrical Manufacturers Association, Performance Measurements of Positron Emission Tomographs, NEMA Standards Publication NU 2-2001, Rosslyn VA, 2001.
3. Guzzardi R., Bellina C.R., Knoop B. y cols. Methodologies for Performance Evaluation of Positron Emission Tomographs. *J Nucl Biol Med* 1991; 35: 141-157
4. Daube-Witherspoon M.E., Karp J.S., Casey M.E. y cols. PET Performance Measurements Using the NEMA UN 2-2001 Standard. *J Nucl Med* 2002; 43:1398-1409.
5. Almeida P., Bendriem B., de Dreuille O. y cols. Dosimetry of Transmission Measurements in Nuclear Medicine: a Study Using Anthropomorphic Phantoms and Thermoluminescent Dosimeters. *Eur J Nucl Med* 1998; 25:1435-1441.
6. Kamel E., Hany T.F., Burger C. y cols. CT vs  $^{68}\text{Ge}$  Attenuation Correction in a Combined PET/CT System: Evaluation of the Effect of Lowering the CT Tube Current. *Eur J Nucl Med* 2002; 29:346-350.
7. Martí-Climent J.M., Peñuelas I., García-Velloso M.J., y cols. Effective Dose to Patients in Positron Emission Tomography Studies. *Eur J Nucl Med* 2002; 29: S238.
8. International Commission on Radiological Protection. Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals. Addendum to ICRP 53. ICRP Publication 80. Pergamon Press, Oxford, 1998.
9. Hays M.T., Watson E.E., Thomas S.R., y cols. MIRD Dose Estimate Report No. 19: Radiation absorbed Dose Estimates from  $^{18}\text{F}$ -FDG. *J Nucl Med* 2002; 43:210-214.
10. Brihaye C., Depresseux J.C. y Comar D. Radiation Dosimetry for Bolus Administration of Oxygen-15-water. *J Nucl Med* 1995; 36:651-656.
11. Johansson L., Mattsson S., Nosslin B. y Leide-Svegborn S. Effective Dose from Radiopharmaceuticals. *Eur J Nucl Med* 1992; 19:933-938.
12. International Commission on Radiological Protection. Radiation dose to Patients from Radiopharmaceuticals. ICRP Publication 53. Pergamon Press, Oxford, 1988.
13. DeLoar H.M., Fujiwara T., Nakamura T. y cols. Estimation of Internal Absorbed Dose of L-[methyl- $^{11}\text{C}$ ]Methionine Using Whole-Body Positron Emission Tomography. *Eur J Nucl Med* 1998; 25:629-633.
14. DeGrado T.R., Baldwin S.W., Wang S. y cols. Synthesis and Evaluation of  $^{18}\text{F}$ -labeled Choline Analogs as Oncologic PET Tracers. *J Nucl Med* 2001; 42:1805-1814.
15. Slabin M. MIRDose: The Personal Computer Software for Use in Internal Dose Assessment in Nuclear Medicine. *J Nucl Med* 1996; 37:538-546.
16. Kotzerke J., Prang J., Neumaier B. y cols. Experience with carbon-11 Choline Positron Emission Tomography in Prostate Carcinoma. *Eur J Nucl Med* 2000; 27:1415-1419.
17. Brown, W.D., Oakes, T.R., DeJesus O.T. y cols. Fluorine-18-Fluoro-L-DOPA Dosimetry with Carbidopa Pretreatment. *J Nucl Med* 1998; 39:1884-1891.
18. Yaghoubi S., Barrio J.R., Dahlbom M. Y cols. Human Pharmacokinetic and Dosimetry Studies of [ $^{18}\text{F}$ ]FHBG: A Reporter Probe for Imaging Herpes Simplex Virus Type 1 Thymidine Kinase (HSV1-tk) Reporter Gene Expression. *J Nucl Med* 2001; 42:1225-1234.
19. Xu E.Z., Mullani N.A., Gould K.L. y Anderson W.L. A Segmented Attenuation Correction for PET. *J Nucl Med* 1991; 32:161-165.
20. Townsend D., Spinks T., Jones T. y cols. Aspects of Three Dimensional Reconstruction for a Multi Ring Positron Tomograph. *Eur J Nucl Med* 1989; 15: 741-745.
21. Cherry S.R., Dahlbom M., Hoffman E.J. 3D PET Using a Conventional Multislice Tomograph Without Septa. *J Comput Assist Tomogr* 1991; 15: 655-668.
22. Isoardi R.A., Townsend D.W., Carter C.S., y cols. A Study of Injected Dose for Brain Mapping on the ECAT HR+: Activation Maps for a Parametric Verbal Working Memory Task. *NeuroImage* 1999; 9:145-153.
23. Brix G., Mosske D., Glattig G., y cols. A survey of PET Activity in Germany During 1999. *Eur J Nucl Med* 2002; 29:1091-1097.
24. Dhawan V., Belakhlef A., Robeson W, y Cols. Bladder Wall Radiation Dose in Humans from Fluorine-18-FDOPA. *J Nucl Med* 1996; 37:1850-1852.
25. Lu E., Meyer E, Kuwabara H, y Cols. Reduction of Radiation Absorbed Dose in F-18 FDOPA PET Studies by Hydration-Induced Voiding. *J Nucl Med* 1995; 36 (Sup): 98P.

# Protección radiológica en instalaciones de tomografía por emisión de positrones

J.A. Ruiz<sup>1</sup>, C. Prieto<sup>2</sup>, L. González<sup>3</sup>

<sup>1</sup> Instituto PET Dr Carreras.

<sup>2</sup> Servicio de Física Médica. Hospital Clínico San Carlos.

<sup>3</sup> Cátedra de Física Médica. Facultad de Medicina. Universidad Complutense de Madrid.

## RESUMEN

La Tomografía por Emisión de Positrones (PET) es una de las técnicas de diagnóstico por imagen con mayores posibilidades de desarrollo gracias a la información cuantitativa funcional que aporta de ciertas enfermedades. Su desarrollo va ligado a la implantación de centros de producción dotados de ciclotrones, con estrictas normas tanto en su condición de laboratorios farmacéuticos como de instalaciones radiactivas. Las dosis medias anuales recibidas por los trabajadores expuestos son claramente superiores a las de la mayoría de los colectivos del ámbito médico. El objetivo del presente trabajo es exponer algunos aspectos clave a valorar en la seguridad radiológica de estas instalaciones. Así, se tratan aspectos como el diseño de la instalación, la necesidad de disponer de dispositivos de protección y de procedimientos de trabajo adecuados, la influencia del desarrollo tecnológico en cámaras PET, etc.

## ASPECTOS GENERALES

Las técnicas de imagen en Medicina Nuclear son capaces de proporcionar información cuantitativa funcional del órgano de interés. La Tomografía por Emisión de Positrones (PET), se halla en una posición destacada dentro del diagnóstico médico, abriendo ante sí múltiples posibilidades para la investigación y desarrollo de nuevos radiofármacos, no sólo con fines diagnósticos sino también terapéuticos.

Durante los últimos años se han realizado esfuerzos para mejorar la calidad diagnóstica de las imágenes en Medicina Nuclear. Para ello se han desarrollado nuevos detectores, nuevos algoritmos, sistemas de adquisición y

procesado de los datos y radiofármacos más específicos. Este esfuerzo será mucho más fructífero en lo que se refiere a la PET por varias razones, entre las que cabe destacar:

- Debido a la distinta concepción en el método de detección, la diferencia de sensibilidad entre los tomógrafos PET y las gammacámaras convencionales seguirá siendo de varios órdenes de magnitud superior en los primeros, lo que supone una clara ventaja de cara al diagnóstico.
- El potencial de marcaje de compuestos y moléculas de interés médico con radionucleidos emisores de positrones (<sup>15</sup>O, <sup>11</sup>C, <sup>13</sup>N y <sup>18</sup>F), se multiplica por la omnipresencia de sus co-

## ABSTRACT

Positron emission tomography (PET) is one of the most relevant diagnostic imaging techniques having the peculiar characteristic to provide functional and quantitative information of some diseases. Its development needs the installation of production centres with cyclotrons constructed under the strict regulation applied to pharmaceutical laboratories and radioactive facilities. Average annual doses of nuclear medicine workers are noticeably higher than those of other exposed workers in medicine. The aim of this paper is to show some key aspects in the radiation protection of PET facilities. The paper deals with aspects of PET facilities design, radiation protection mechanisms, suitable working procedures, impact of new technologies for PET cameras, etc.

rrespondientes elementos estables en la biología humana. Más de 1000 compuestos distintos han sido trazados para estudiar procesos bioquímicos específicos y funciones fisiológicas mediante el uso de la PET[1].

El uso creciente de la PET[2] con fines de investigación y clínicos en Neurología, Cardiología y, sobre todo, en Oncología, unido a la multiplicación de estas unidades, ha disparado el número de ciclotrones y el uso de emisores  $\beta^+$  en España y en todo el mundo.

La alta energía de los fotones de aniquilación de positrones (511 keV) plantea necesidades especiales de protección radiológica (PR) en Servicios de Medicina Nuclear convencionales[3].



Área	Nº de trabajadores en el intervalo de dosis (mSv)								Nº de trabajadores	Dosis anual colectiva (mSv hombre)	Dosis media anual (mSv)
	0-1	1-5	5-10	10-15	15-20	20-30	30-40	>40			
Radiodiagnóstico	10421	198	4	2	2	2	0	0	10629	807.1	0.08
Radioterapia	2902	14	3	0	0	2	1	0	2922	233.4	0.08
Medicina Nuclear	770	113	0	0	0	0	0	0	883	294.1	0.33

Tabla I: Exposiciones ocupacionales en medicina en el Reino Unido

En ellos, hasta el presente, más del 90% de los exámenes se realizaba con  $^{99m}\text{Tc}$ , radionucleido que emite fotones de 140 keV. Una comparación simplista de las energías podría llevar a conclusiones incorrectas en cuanto a la diferencia de dosis que reciben los trabajadores con radionucleidos convencionales y con emisores de positrones. A este fin, se hace necesario tener en cuenta las constantes de tasa de dosis  $\Gamma$  respectivas, la carga de trabajo, la actividad inyectada, el método de inyección, el tiempo que el operador debe estar en contacto con el paciente inyectado, la captación y eliminación biológica del radiofármaco y los blindajes utilizados.

En cualquier caso, la PR adecuada debe constituir un objetivo fundamental, como en cualquier otra instalación de medicina nuclear. A este respecto y de acuerdo con los datos para trabajadores expuestos publicados por el NRPB[4] (tabla I), se observa que las

dosis son globalmente bajas, aunque el promedio es significativamente mayor en los trabajadores de medicina nuclear que en otras especialidades médicas.

La PR del personal en una instalación PET debe establecerse de acuerdo a las siguientes premisas:

1. Blindajes adecuados y diseño general de la instalación de forma que se minimice la dosis a los trabajadores expuestos.
2. Sistemas automáticos o de operación remota.
3. Procedimientos de trabajo. La inyección, la atención al paciente, la rotación de los trabajadores para que las tareas de mayor exposición no sean realizadas siempre por la misma persona, etc, pueden definirse de modo conservador y de forma que se consiga una distribución más homogénea de las cargas radiológicas.
4. Vigilancia mediante dosimetría personal y de área.
5. Procedimientos para evitar conta-

minaciones y protocolos de actuación en caso de que se produzcan.

Los aspectos de PR aplicada a PET adquieren mayor envergadura en un centro PET con unidad de producción de radiofármacos. La necesidad de contar con un ciclotrón, la cantidad de actividad producida o las tareas de distribución y comercialización, definen un papel relevante para los responsables de la seguridad radiológica de estos centros. Por su parte, la instalación, en su conjunto, cobra una nueva dimensión en lo que se refiere a obligaciones, responsabilidades legales, inversiones y costes.

En lo que sigue, se revisan y comentan algunas opciones prácticas respecto de las antedichas premisas, a efectos de planificar la PR.

## DISEÑO DE LAS INSTALACIONES PET

Debido al potencial riesgo de exposiciones importantes a los trabajadores

Radionucleido	Periodo (minutos)	Constante de tasa de exposición en $\mu\text{C cm}^2\text{kg}^{-1}\text{MBq}^{-1}\text{h}^{-1}$ ( $\text{R cm}^2 \text{mCi}^{-1} \text{h}^{-1}$ )	Capa hemirreductora (mm)	
			Plomo	Hormigón ( $2.35 \text{ g/cm}^3$ )
$^{11}\text{C}$	20.3	41 (5.9)	4.1	34.2
$^{13}\text{N}$	19.9	41 (5.9)		
$^{15}\text{O}$	2.07	41 (5.9)		
$^{18}\text{F}$	109.6	40 (5.7)		

Tabla II: Características principales, desde el punto de vista de PR, de los radionucleidos más utilizados en PET [8].








	<b>Etapas</b>	<b>Tipo de radiación y actividad que se maneja</b>	<b>Personal expuesto (en condiciones normales de trabajo)</b>
	Síntesis del radionucleido (Ciclotrón)	n, $\gamma$ de hasta 10 MeV	Trabajadores
	Síntesis del radiofármaco (Celdas de síntesis)	$\gamma$ 511 keV 111 GBq (3000 mCi)	Trabajadores
	Transporte a unidades sin ciclotrón propio	$\gamma$ 511 keV 37 GBq (1000 mCi)	Trabajadores
	Fraccionamiento de dosis para comercialización y fraccionamiento de la actividad para cada paciente	$\gamma$ 511 keV 5.5-22.2 GBq (150 -600 mCi)	Trabajadores
	Inyección	$\gamma$ 511 keV 185-370 MBq (5 -10 mCi)	Trabajadores Paciente
	Exploración	$\gamma$ 511 keV 150-300 MBq (4 - 8 mCi)	Trabajadores Paciente
	Alta de paciente	$\gamma$ 511 keV 222 MBq (< 6 mCi)	Paciente Público

Tabla III: Fuentes de radiación y personal expuesto en cada una de las etapas del trabajo en una Unidad PET.

expuestos de una instalación PET (especialmente si la carga de trabajo es alta), se debe prestar especial atención al diseño de la instalación y de sus blindajes.

Comparando una unidad de PET con otras instalaciones radiactivas de carácter médico (como aceleradores lineales o unidades de cobalto para radioterapia) la diferencia más significativa en los aspectos de diseño reside en que, además de cumplir toda la normativa referente a seguridad radiológica[5,6], debe cumplir la normativa vi-

gente con respecto a la fabricación de medicamentos en laboratorios farmacéuticos[7]. En ciertos aspectos, la aplicación de ambas normativas puede plantear situaciones contradictorias. Sirva como ejemplo que, mientras las normas de fabricación de medicamentos precisan de sobrepresión en los laboratorios para evitar la entrada de aire externo menos limpio, las de PR proponen justamente lo contrario para limitar posibles dispersiones de material radiactivo.

En lo que se refiere al diseño de las

instalaciones desde el punto de vista radiológico, el elemento más determinante es el ciclotrón (figura 1) y más concretamente sus requerimientos de blindaje. El espacio disponible para instalar un ciclotrón puede ser clave en el tipo de equipo a instalar. Cuando el espacio o la obra civil es un factor limitante, una opción a estudiar es la instalación de equipos autoblandados, que reducen de manera radical las necesidades de blindaje en la propia instalación respecto a los ciclotrones sin blindaje propio. En cualquier caso y dado que el campo de radiación existente durante la fabricación de isótopos emisores de positrones está compuesto de neutrones y radiación gamma de energía cercana a los 10 MeV, el hormigón se convierte en el elemento de blindaje por excelencia en estas instalaciones. En el caso de los ciclotrones autoblandados, el hormigón va acompañado de materiales de bajo peso atómico que faciliten la termalización de los neutrones y su posterior absorción por elementos de elevada

sección eficaz de captura para neutrones. Como valor de referencia, la capa decimorredutora de hormigón de densidad 2.35 g/cm<sup>3</sup> para la radiación gamma de 10 MeV y neutrónica de 5 MeV es de 38 y 43 centímetros respectivamente, lo que justifica muros con espesores cercanos a los 2m, en algunos casos.

Al terminar el proceso de bombardeo del ciclotrón también finalizan las reacciones nucleares inducidas por las partículas aceleradas (protones o deuterones) y los campos de radiación

anteriormente descritos. A partir de ese momento, el término fuente de la unidad de producción lo compone el isótopo emisor de positrones que se ha generado en los blancos, en cantidades que pueden alcanzar los 260 GBq (7 Curios) de actividad en el caso del  $^{18}\text{F}$ . Otro término nada despreciable, especialmente en los instantes posteriores al bombardeo, procede de todos aquellos componentes del ciclotrón, principalmente metales, que quedan activados por acción directa de neutrones y protones. Por tanto, los materiales elegidos para estos equipos deben cumplir dos requisitos: gran pureza, para evitar la aparición de elementos de activación de vida larga como el  $^{60}\text{Co}$ , y que las posibles reacciones de activación conduzcan a elementos de vida corta, para facilitar su gestión final como residuos.

Una vez fabricado el isótopo, éste debe ser transferido automáticamente al Laboratorio de Radiofarmacia y más concretamente a los módulos de síntesis. La forma más segura de hacerlo es mediante líneas de transferencia por canaletas subterráneas. La conveniencia de que éstas sean registrables obliga a complementar el blindaje que proporciona el hormigón del suelo con varios centímetros de plomo. Una vez transferida, la actividad queda confinada en el interior de las celdas calientes que alojan a los módulos de síntesis. Los 6 ó 7 cm de espesor de plomo de sus paredes, permiten al personal trabajar en su proximidad con tasas de exposición de escasa significación. Además, estas celdas son estancas, para conseguir una depresión que evite posibles dispersiones de gases contaminados y mantener a la vez la calidad del aire en su interior mediante un sistema de filtros absolutos (generalmente clase B).

Debido a los cortos periodos de semidesintegración que presentan los emisores de positrones, el tratamiento y la gestión de residuos plantean muy pocos problemas a pesar de las importantes actividades manipuladas. Mientras los residuos líquidos y sólidos se dejan decaer debidamente confinados durante algo más de un día, los efluentes gaseosos son controlados y medidos durante el proceso de producción. Con referencia a la fluorodeoxiglucosa (FDG) marcada con  $^{18}\text{F}$ , las cantidades de gases contaminados

producidos durante la síntesis son bajas y se producen principalmente durante fases concretas, cuando se evaporan ciertos solventes. Estas puntas de actividad están perfectamente definidas durante el proceso de síntesis de la FDG y su duración difícilmente alcanza el minuto. Todas las unidades de producción dedicadas a PET cuentan con sondas de radiación en las conducciones de gases al exterior, que miden y registran de forma continua la tasa de dosis. Generalmente, poseen diferentes niveles de tarado (alarma y parada) que permiten avisar de situaciones anómalas y disparar sistemas automáticos de emergencia que bloquean el sistema de extracción de aire y confinan, mediante compuertas, los gases en el interior de la instalación. No es una situación extraordinaria superar el nivel de alarma durante el proceso productivo, teniendo en cuenta



Figura 1: Vista parcial de un ciclotrón.

que el nivel de tarado de la sonda es del orden del fondo radiactivo natural.

En lo que se refiere al departamento de Imagen donde irá instalado el tomógrafo PET, los requerimientos de diseño no son muy diferentes de los empleados habitualmente en Medicina Nuclear, bajo ciertas condiciones. La elevada energía de la radiación de aniquilación de positrones obliga a emplear importantes espesores de plomo como blindajes biológicos. En este aspecto, aquellas salas en las que puede estar el paciente una vez inyectado (salas de inyección y sala del tomógrafo), plantean los mayores requerimientos, al no poder proteger la fuente de radiación. La autoabsorción en el propio paciente puede suponer una disminución importante de la tasa de dosis respecto a la que habría en el caso de una fuente desnuda (la capa hemirreductora para fotones de 511 keV en

agua es de aproximadamente 7.5 cm). Sin embargo, si dichas salas no son espaciosas o lindan con zonas accesibles al público, los espesores de plomo necesarios para garantizar los límites de dosis para miembros del público podrían superar ampliamente la decena de mm de plomo, haciendo en ocasiones necesaria la instalación de estructuras portantes que soporten el peso. Por tanto, es de especial trascendencia buscar localizaciones para las salas en cuestión durante la fase de diseño, con factores de ocupación favorables. En la tabla II se muestran datos fundamentales para el cálculo de blindajes en departamentos de imagen PET.

Por último, la exposición de los trabajadores expuestos en operaciones de manipulación, a veces no tenida en cuenta en la fase de diseño, hace aconsejable que los procedimientos que implican varios pasos (por ejemplo, la transferencia de la actividad a una jeringuilla, el transporte de ésta al activímetro y la administración al paciente), se realicen en un área pequeña, para reducir el tiempo de desplazamiento con la fuente entre cada uno pasos.

### **RIESGOS DE EXPOSICIÓN EN INSTALACIONES DE TOMOGRAFÍA POR EMISIÓN DE POSITRONES**

A efectos de PR, podemos dividir los riesgos de exposición en estas unidades en: riesgos durante la producción y transporte del radiofármaco y riesgos durante la obtención de la imagen diagnóstica.

Como se ha explicado anteriormente, durante la producción del radiofarma-

co (ciclotrón, celdas de síntesis) las actividades son muy elevadas y en el caso del ciclotrón la exposición puede ser debida tanto a radiaciones  $\gamma$  como neutrónica. Sin embargo, la eficacia de los blindajes, la automatización del proceso y los estrictos procedimientos de trabajo, hacen que la exposición durante esta primera etapa sea, en condiciones normales, casi despreciable en relación a la observada en otras etapas. De esta fase puede subrayarse la enorme dependencia que sobre el riesgo radiológico ejerce la citada automatización del proceso. De carecer de métodos de gestión automática, tales como dispensadores automáticos de dosis, el riesgo crece, convirtiéndose en la fase de mayor irradiación de los trabajadores expuestos. Además, en caso de incidencias, las elevadas actividades manipuladas repercuten asimismo en dosis equivalentes altas en manos y dedos[9].

Una situación similar nos encontramos en la preparación de bultos para el transporte. Existen sistemas de dispensación automática de viales con los que se puede fraccionar, medir y dispensar de forma estéril y sin manipulación del personal de farmacia. El sistema incluso introduce el vial en el contenedor de transporte, limitando de forma drástica la dosis recibida en manos por los operadores. Sin embargo, durante el proceso de preparación del embalaje, etiquetamiento y medida de los bultos, las tasas de dosis no son en absoluto despreciables. Los espesores de plomo de los contenedores de transporte son habitualmente cercanos a los 3 cm. Teniendo en cuenta que muchos centros se abastecen de FDG a grandes distancias, es de esperar que la actividad de salida desde los centros productores llegue a ser hasta 4 ó 5

veces superior a la que se recibe en el centro de destino. En esa misma proporción se encontrarán las tasas de dosis en contacto para el personal. No es extraño encontrar tasas de dosis en superficie del bulto a la salida del centro productor superiores a los 400  $\mu\text{Sv/h}$ . Por esta razón y si la actividad de comercialización es intensa, no está fuera de lugar plantearse trabajar con un blindaje mayor.

Una situación muy distinta se plantea en los departamentos de imagen en que se realizan las exploraciones, donde a pesar de que se trabaja con actividades nominales significativamente inferiores a las de los departamentos de producción, las dosis efectivas y equivalentes en manos del personal son superiores. Al comparar las dosis medidas en PET con las registradas con otros radionucleidos convencionales, tales como  $^{131}\text{I}$ ,  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  o  $^{67}\text{Ga}$ , Chiesa et al[10] publican valores un orden de magnitud superiores a las obtenidas en procedimientos convencionales. González et al[9] encuentran valores compatibles, aunque el control de dosis se realiza sobre una serie de procesos distinta de los medidos por Chiesa et al. Sin embargo, Benatar et al[11] aún llegando a conclusiones cualitativamente similares, modeliza una serie de situaciones para mostrar que, con una correcta planificación, los estudios con FDG no deberían incrementar significativamente las dosis efectivas a los técnicos de medicina nuclear.

Aunque el nivel de optimización de equipos de protección y procedimientos de trabajo proporcionan una mejora en los resultados dosimétricos muy importante, no es posible realizar algunas tareas de forma automática o sin asumir consecuencias radiológicas.





Entre estas últimas se encuentran el fraccionamiento y medida de monodosis, la administración y la colocación de los pacientes. La característica principal de estas situaciones, desde el punto de vista de la exposición, es que son cortas pero intensas. Por esa misma razón, el trabajo de optimización, tiene una recompensa rápida y contundente. El entrenamiento del personal juega, como es usual, un papel primordial en la optimización, pudiendo reducirse drásticamente las dosis en cualquier operación en la que el personal implicado adquiera destreza. A diferencia de lo que ocurre en radiofarmacia, las inversiones en sistemas de protección, la eficacia de los blindajes y la disponibilidad de equipos en el mercado realmente útiles, debe mejorar todavía mucho. Otro complemento importante, sobre todo en instalaciones con elevada carga de trabajo, es la distribución homogénea de las tareas dosimétricamente más significativas entre los trabajadores expuestos de la instalación, para conseguir un reparto más equitativo de las dosis.

En la tabla III se resume el tipo de radiación, actividad y personal expuesto, en función de la etapa de trabajo en la Unidad PET.

Un uso eficiente de la actividad para obtener imágenes diagnósticas de calidad llevará implícitas ventajas desde el punto de vista de la PR. En este sentido, deben seguirse los conceptos e ideas que se desprenden del RD 1841/97 por el que se definen los criterios de calidad en las unidades asistenciales de Medicina Nuclear[12], a pesar de que en el mismo no se hace ninguna referencia explícita a la PET. En función de lo establecido en el decreto, se debe garantizar el correcto funcionamiento y calibrado del activi-

metro encargado de medir las actividades a administrar a los pacientes, mediante las pruebas periódicas establecidas en el Programa de Garantía de Calidad de cada Unidad. El equipo encargado de registrar la radiación procedente del paciente, en este caso el tomógrafo PET, debe estar en condiciones de funcionamiento que le permitan obtener máximo rendimiento diagnóstico a la actividad administrada al paciente. Para ello, se establecerán unas pruebas periódicas mínimas que garanticen esta condición, comparando los resultados con los valores de referencia obtenidos durante las pruebas de aceptación del equipo.

### **NUEVAS TECNOLOGÍAS APLICADAS A LA PET**

Desde la obtención de las primeras imágenes de coincidencia, se han logrado importantes avances en los detectores, la electrónica y los sistemas informáticos. Además, el desarrollo de algoritmos matemáticos destinados a minimizar los artefactos que aparecen en las imágenes de PET, ya sea por efecto de las limitaciones de la electrónica, de la misma naturaleza probabilística de la desintegración o de la producción de radiación dispersa, ha dado lugar a la obtención de imágenes funcionales de gran valor diagnóstico, lo que ha aumentado la demanda e indicación de este tipo de pruebas.

En las primeras generaciones de tomógrafos, los avances logrados tenían como finalidad obtener imágenes con una mejor resolución. La nueva generación de tomógrafos nace con una filosofía diferente, marcada en parte por las necesidades de competitividad en el mercado y justificación económica de las exploraciones PET. A pesar de que es técnicamente posible mejorar la

calidad de las imágenes de los tomógrafos PET en lo que se refiere a resolución, los avances incorporados a estos nuevos equipos se dirigen hacia la mejora de su productividad, apoyados principalmente por innovaciones que incrementan su sensibilidad. Actualmente, muchos equipos son capaces de reducir a menos de la mitad un estudio de cuerpo completo, que por término medio venía a durar unos 45 minutos.

Entre los avances más importantes para aumentar la sensibilidad están:

- Introducción de técnicas 3D de adquisición de imágenes, que permiten un aumento en un factor 5 ó 6 de la sensibilidad respecto a las técnicas 2D, a costa, eso sí, de un mayor número de coincidencias por dispersión que afectan a la calidad final de la imagen.
- Cristales de nueva generación como GSO, BaF<sub>2</sub>, LSO, con mayores eficacia de detección, velocidad de respuesta y rendimiento de producción de luz.
- Aumento de la longitud del campo de visión (FOV). Hoy se pueden adquirir equipos con FOV axial de hasta 25 cm, aunque se están construyendo tomógrafos con longitud axial superior a los 50 cm.

Una mayor eficiencia en el uso del trazador conlleva la inyección de menor actividad por estudio (con las consiguientes repercusiones en aspectos de PR de trabajadores, pacientes y público), un menor tiempo de adquisición por paciente (que conduce a un mayor rendimiento de las unidades y a menores posibilidades de artefactos por movimiento) o ambas simultáneamente.

Por tanto, de la mejora de la sensibilidad se ha derivado un beneficio potencial claro para trabajadores y para

el paciente, al que ahora se le puede administrar menor actividad del radiofármaco para obtener igual o mejor resultado que hace años. Una comparación entre las dosis al paciente en dos diferentes unidades asistenciales equipadas con material detector y tomógrafos de distinta generación[13] permite verificar este extremo, que ha supuesto pasar de actividades medias administradas de 370 MBq o mayores a valores hasta cinco veces inferiores para algunas aplicaciones como es el caso de los estudios de cerebro. Sin embargo, la PR no es el argumento principal que lidera los avances de la tecnología y posiblemente no deba serlo, sino la mejora de la calidad en las imágenes y la productividad de los equipos. El progreso en la instrumentación de PET puede ser optimizado para reducir las exposiciones tal y como ha ocurrido ya con otras técnicas que implican exposiciones médicas. Sin embargo, el objetivo de una imagen de calidad diagnóstica en exposiciones justificadas no debe nunca comprometerse por una reducción de las exposiciones de los pacientes. La reducción de las exposiciones a costa de un menor rendimiento de la Unidades es una cuestión de evaluación coste-beneficio que debe ser resuelta para cada caso particular.

Entre los equipos de PET más novedosos y que, a la vista de lo que está ocurriendo en países con mercados más maduros, están llamados a ocupar una posición de privilegio en el diagnóstico por la imagen, se encuentran los equipos híbrido PET-CT. Estos tomógrafos incorporan junto al PET un equipo de Tomografía Axial Computarizada (TAC), que además de realizar una corrección de atenuación ideal, permite correlacionar de la mejor for-

ma posible una imagen de excelente calidad anatómica con la imagen funcional correspondiente del PET.

Con estos nuevos sistemas, la exposición de los trabajadores no tiene por qué variar, pero sí la de los pacientes. Efectivamente, tanto las pruebas de PET como de TAC se encuentran entre los exámenes que implican una mayor exposición a los pacientes (alrededor de 10 mSv para un TAC de abdomen o pelvis y un valor similar para un PET de cuerpo entero en modo 2D[2]), por lo que combinadas se convertirían posiblemente en la prueba diagnóstica que mayor exposición supone para el paciente.

Este aumento de dosis podría estar sobradamente justificado siempre que haya un beneficio neto para el paciente al contribuir al diagnóstico y a las decisiones futuras sobre su tratamiento. Sin embargo, la mayor rapidez y facilidad para realizar estas exploraciones "híbridas" y la calidad de las imágenes obtenidas, podría conducir a la realización de PET + TAC "por defecto" a todos los pacientes y a una demanda y proliferación no siempre justificada de este tipo de pruebas, de forma similar a lo ocurrido en los últimos años con la TAC. Deberán aplicarse, por tanto, criterios y protocolos adecuados de justificación[14,15].

### REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. International Atomic Energy Agency. Modern Trends in Radiopharmaceuticals for Diagnosis and Therapy. IAEA-TECDOC-1029. IAEA, Vienna, 1998.
2. UNSCEAR. Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation: 2000 Report to the General Assembly. Vol I. Annex D: Medical Radiation Exposures. United Nations, New York, 2000.
3. Dell MA. Radiation Safety Review for 511-keV Emitters in Nuclear Medicine. J. Nucl. Med. Technol. 1997; 25:12-27.

4. Hughes, J.S. Ionising Radiation Exposure of the UK Population: 1999 Review. NRPB-R311, Chilton, 1999.

5. Real decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas. BOE nº 313/1999 de 31 de diciembre de 1999.

6. Real decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes. BOE nº 178/2001 de 26 de julio de 2001.

7. Guía de Normas de Correcta Fabricación de Medicamentos de uso humano y Medicamentos veterinarios. Ministerio de Sanidad y Consumo. Centro de Publicaciones, 2002.

8. Kearfott KJ, Carey JE, Clemenshaw MN, Faulkner DB. Radiation Protection Design for a Clinical Positron Emission Tomography Imaging Suite. Health Phys 1992; 63:581-589.

9. Gonzalez L, Vano E, Cordeiro CA and Carreras JL. Preliminary Safety Evaluation of a Cyclotron Facility for Positron Emission Tomography Imaging. Eur J Nucl Med 1999; 26:894-899

10. Chiesa C, De Sanctis V, Crippa F, Schiavini M, Fraigola CE, Bogni A, Pascali C, Decise D, Marchesini R, Bombardieri E. Radiation Dose to Technicians per Nuclear Medicine Procedure: Comparison Between Technetium-99m, gallium-67, and iodine-131 Radiotracers and fluorine-18 fluorodeoxyglucose. Eur J Nucl Med 1997; 24:1380-9

11. Benatar NA, Cronin BF and O'Doherty MJ. Radiation Doses from Patients Undergoing PET: Implications for Technologists and Waiting Areas. Eur J Nucl Med 2000; 27:538-589

12. Real decreto 1841/1997, de 5 de diciembre, por el que se establecen los criterios de calidad en medicina nuclear. BOE nº 303/1997 de 19 de diciembre de 1997.

13. González L, Cordeiro C, Vano E, Perez Castejon MJ, Jiménez A, Montz HR, Domper M and Carreras JL. Patient Surface Radiation Doses at Two PET Imaging Facilities. 2003. Health Phys 84:451-456

14. Real Decreto 815/2001, de 13 de julio, sobre justificación del uso de las radiaciones ionizantes para la protección radiológica de las personas con ocasión de exposiciones médicas. BOE nº 168/2001 de 14 de Julio de 2001.

15. European Commission, Radiation Protection Report 11: Referral Guidelines for Imaging. Directorate-General for the Environment of the European Commission, 2000.

# Protección radiológica operacional en la técnica del Ganglio Centinela

J.L. Carrasco<sup>1</sup>, J.M. Jiménez-Hoyuela<sup>2</sup> y A.C. Rebollo<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Unidad de Radiofísica

<sup>2</sup>Servicio de Medicina Nuclear  
Hospital Universitario Virgen de la Victoria (Málaga)

## RESUMEN

De acuerdo con la hipótesis de la diseminación secuencial, en cada cadena ganglionar existe un ganglio (el denominado ganglio centinela (GC)) cuyo estado de afectación tumoral es buen indicador acerca de la afectación del resto de la cadena. En varios tipos de cáncer es práctica quirúrgica usual la extracción del tumor y la disección completa de los ganglios linfáticos locales (LND), ante la posibilidad de afectación de éstos últimos. Por tanto, mediante la extracción y el análisis del GC se puede evitar la LND.

Para localizar el ganglio centinela es habitual la administración local de un sulfuro coloide de Tecnecio-99m varias horas antes de la extracción, y la utilización de una sonda gamma intraoperatoria muy sensible a la radiación gamma. Aunque la actividad es inyectada por el personal del Servicio de Medicina Nuclear y el radiofármaco queda retenido básicamente en la zona de la inyección, otros trabajadores del Hospital (cirujanos, enfermería, patólogos,...) estarán expuestos a la radiación gamma debida al procedimiento.

En el presente estudio, hemos estimado las dosis máximas posibles a recibir por el personal de quirófanos durante la intervención y por los patólogos durante el análisis del ganglio centinela. En el primer caso la estimación tuvo en cuenta sólo la desintegración física del Tc-99m inyectado. Respecto al personal de Anatomía Patológica, estimamos la actividad residual en el ganglio centinela haciendo uso de la sonda gamma.

La tasa de dosis efectiva encontrada más elevada corresponde a los cirujanos (0,66  $\mu$ Sv/h). Las tasas de dosis efectivas recibidas por los patólogos fueron inferiores a 0,02  $\mu$ Sv/h. Las tasas de dosis en las manos de cirujanos y patólogos fueron de 182 y 30  $\mu$ Sv/h.

En resumen, las dosis al personal sanitario implicado en la ejecución de la técnica son bajas, y en condiciones normales, estableciendo protocolos adecuados, no es preciso el control de la radiación.

## ABSTRACT

According to the sequential dissemination hypothesis, there's a lymph node (named sentinel node) which is the first receiving cancer cells metastasizing from a primary tumor. Further, others nodes sequentially located might be affected. Surgical performance for several types of cancer includes the complete removal of the tumor and a complete local lymph node dissection (LND). Removing and analyzing the named "sentinel node" may avoid the complete LND.

To locate the sentinel node, it's usual the local administration of a radiopharmaceutical Tc-99m sulfur colloid several hours prior to surgery, and using an intraoperative gamma probe very sensitive to the gamma radiation. Although the activity is injected by the Nuclear Medicine staff, and radioactivity is basically retained at the injection site, other Hospital staff (surgeons, nurses, pathologists,...) will be exposed to the gamma radiation from the procedure.

In this study we estimated maximum possible doses that would be received by the surgical staff during surgery and pathologists during lumpectomy of the sentinel node. For the first ones we estimated doses by taking into account only the physical decay of Tc99m injected. For the pathologists, we estimated the residual activity in the sentinel node with the gamma probe.

The highest effective dose rate found was to the surgeon (0,66  $\mu$ Sv/h). Effective dose rate to the pathologist was lower than 0,02  $\mu$ Sv/h. Estimated dose rate to surgeon and pathologists' hands were 182 and 30  $\mu$ Sv/h, respectively.

In conclusion, radiation doses to clinical staff involved in the technique are low, and in normal conditions, by establishing appropriate procedures control radiation will not be necessary.

**INTRODUCCIÓN**

El ganglio linfático centinela (GC) es el primer ganglio al que llega el líquido linfático en una región ganglionar definida. De ahí que sea también el primero al que lleguen las células tumorales originadas como metástasis del tumor primario, y que su análisis nos dé información acerca del estado de afectación del resto de ganglios localizados secuencialmente a continuación de él. Si conseguimos localizar, extraer y estudiar este ganglio, podemos evitar las disecciones linfáticas completas que no sean necesarias.

El concepto de "ganglio centinela" (GC) fue definido y probado originalmente por Cabanas y col. en 1977 [1]. Haciendo uso de la misma idea, en 1992, Morton y col. [2] introdujeron la utilización de un colorante azul con el objeto de detectar el GC en el melanoma maligno. En 1993, Alex y Krag [3] utilizaron trazadores radiomarcados y una sonda gamma como método alternativo y más sensible al uso del colorante azul. Desde entonces la biopsia del GC (bien mediante colorante azul, bien usando radiotrazadores, bien ambos conjuntamente) ha demostrado su utilidad, al menos en el melanoma cutáneo y en el cáncer de mama, evitando disecciones ganglionares innecesarias.

Debido a la rápida generalización del procedimiento, y a la utilización en el mismo de material radiactivo, se hace necesario investigar acerca de la seguridad radiológica de la técnica, y en particular acerca de la exposición profesional a que puede dar lugar su ejecución.

De forma simplificada, la técnica

Nº Paciente	Actividad inyectada (MBq)	Δt (min)	Actividad residual			%
			Zona de inyección (MBq)	GC		
				cps	KBq	
1	37,74	1110	4,48	400	71,68	1,6
2	45,51	1185	4,68	450	80,64	1,72
3	48,1	1310	3,89	250	44,8	1,15
4	41,44	1235	3,87	240	43,01	1,11
5	44,4	1260	3,96	280	50,18	1,27
6	43,29	1260	3,86	1014	181,72	4,71
7	28,86	1120	3,36	120	21,5	0,64
8	31,08	1140	3,49	100	17,92	0,51
9	39,96	1212	3,9	625	112	2,87
10	42,55	1215	4,13	520	93,19	2,25
11	39,59	1210	3,88	260	46,59	1,2
12	40,7	1050	5,43	520	93,19	1,72
13	39,59	1170	4,19	828	148,39	3,54
14	43,66	1055	5,77	1034	185,3	3,21
15	41,44	1225	3,95	515	92,29	2,34

Δt (min) = Intervalo de tiempo (minutos) entre administración de Tc-99m y extracción de GC.  
 % = Actividad migrada al GC representada como porcentaje de la actividad en el punto de inyección en el momento de la extracción.

Tabla I. Actividades residuales calculadas y/o estimadas en GC (melanoma).

de GC puede dividirse en tres etapas:

1. Administración local, cercana al tumor, de una pequeña actividad (en torno a 40 MBq) de Tc-99m (en forma de sulfuro coloide) mediante inyección intradérmica, varias horas antes de la extracción del GC. La administración es llevada a cabo por un ATS/DUE del Servicio de Medicina Nuclear. Teniendo en cuenta que la actividad inyectada es considerablemente inferior a las usualmente utilizadas para las pruebas diagnósticas (40 MBq vs. 800 MBq), para el personal del Servicio de Medicina Nuclear la puesta en marcha de la técnica de GC no supone incremento significativo de dosis sobre su exposición profesional habitual.

2. Extracción quirúrgica del GC, tras su localización haciendo uso de una sonda gamma. El personal del quirófano estará expuesto a un nivel de radiación que dependerá básicamente de la actividad residual en la zona de inyección, de la distancia a esa zona durante la intervención y del tiempo que dure la misma.

3. Análisis del GC por parte del personal de Anatomía Patológica. Las dosis recibidas por este personal lo serán a resultas del contacto con el GC, por lo que dependerán de la actividad residual en el GC, la distancia al mismo, y el tiempo empleado en su estudio.

Nuestro interés en la presente investigación está centrado en las dosis que podría recibir el personal de quirófanos y el de Anatomía Patológica



durante el desarrollo de la técnica, con el objeto de poder establecer protocolos apropiados que garanticen mínimas dosis a ambos, y clasificarlos de forma adecuada desde el punto de vista del riesgo radiológico.

## MATERIALES Y MÉTODO

Durante el periodo comprendido entre Junio y Diciembre de 2002 hemos controlado un total de 30 extracciones de GC (15 melanomas malignos y 15 cánceres de mama). La actividad administrada en todos los casos estuvo entre 28 y 81 MBq de Tc-99m sulfuro coloide. La administración se llevó a cabo el día anterior al de la extracción (entre 17 y 22 horas antes).

Las medidas de actividad se hicieron con un activímetro Capintec CRC-15R calibrado en origen, y sometido a controles de calidad de periodicidad semanal mediante un kit de fuentes certificadas (Co-57, Ba-133, Cs-137).

Para la localización del GC se usó una sonda gamma intraoperatoria (Europrobe SOG-11 CdTe, tamaño de detector 5 x 5 x 3 mm<sup>3</sup>, montado en sonda de 11 mm. de diámetro; eficiencia del detector para Tc-99m superior al 60%) conectada a un módulo read-out. Inmediatamente tras cada extracción, procedimos a la medida ex vivo de la emisión del GC (cuentas por segundo) haciendo uso de la misma sonda gamma. En las figuras 1 y 2 puede verse una imagen del equipo completo, y el esquema de la sonda, respectivamente.

El factor de conversión para la sonda gamma ("cuentas por segundo" a "actividad") fue estimado en modo integrado, considerando un tiempo de conteo de 5 segundos y actividades

Nº Paciente	Actividad inyectada (MBq)	$\Delta t$ (min)	Actividad residual			%
			Zona de inyección (MBq)	GC		
				cps	KBq	
1	41,07	1065	5,32	350	62,72	1,18
2	55,13	1135	6,24	380	68,1	1,09
3	40,33	1215	3,92	300	53,76	1,37
4	38,85	1310	3,14	295	52,87	1,68
5	39,59	1080	4,98	510	91,4	1,84
6	73,26	1230	6,91	265	47,49	0,68
7	29,6	1080	3,73	680	121,86	3,27
8	41,44	1085	5,17	330	59,14	1,14
9	45,14	1195	4,56	380	68,1	1,49
10	37,74	1050	5,03	70	12,54	0,25
11	69,56	1090	8,59	480	86,02	1
12	81,4	1080	10,25	470	84,23	0,82
13	38,48	1220	3,70	229	41,04	1,11
14	38,48	1135	4,36	506	90,68	2,08
15	47,36	1260	4,22	483	86,56	2,05

$\Delta t$  (min) = Intervalo de tiempo (minutos) entre administración de Tc-99m y extracción de GC.

% = Actividad migrada al GC representada como porcentaje de la actividad en el punto de inyección en el momento de la extracción.

Tabla II. Actividades residuales calculadas y/o estimadas en GC (cáncer de mama).



Figura 1.- Imagen del equipo completo (sondas y módulo read-out)

Trabajador	Zona	Tasa de dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Límite anual para miembros del público ( $\mu\text{Sv}$ )	Horas/año antes de clasificación
Cirujano	Torso	0,66	1000	1515
	Cristalino	0,66	15000	22727
	Manos - dedos	182,2	50000	274
Patólogo	Torso	0,012	1000	83333
	Cristalino	0,034	15000	441176
	Manos - dedos	30,4	50000	1644

Tabla III. Tasas de dosis ocupacionales y nº de horas llevando a cabo la técnica de GC antes de la clasificación como personal expuesto.

de orden de magnitud similar a la esperada en el GC. Se encontró un factor de conversión de 5580 cps/MBq a 5 mm.

En cada caso, la actividad residual en el GC extraído fue calculada a partir de la medida de las cuentas por segundo corregida por este factor de conversión.

Por otro lado, de acuerdo con varias referencias ([4], [5], [6]: retención mayor que el 95% en la zona de inyección), con el objeto de evitar errores en las medidas de tasas de dosis debidas a lo reducido de las actividades residuales y buscando interferir lo mínimo posible con el personal en el quirófano, supusimos (de forma conservadora) actividad en la zona de inyección igual a la actividad inyectada salvo la corrección por la desintegración física del Tc-99m ( $T = 6,02 \text{ h.}$ ).

Se tomó como constante gamma para el Tc-99m,  $0,016 \text{ mSv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{GBq}^{-1}$  [7].

Para cada GC, las hipotéticas dosis a las manos (dedos), cristalino y torso del cirujano fueron calculadas asumiendo distancias a la zona de inyección de 3, 50 y 50 cm., respectivamente. El resto del personal del quirófano está expuesto a valores inferiores de radiación, debido a su mayor distancia a la zona de inyección. Similarmente, las dosis al patólogo es estimaron como exposición a 1, 30 y 50 cm. (manos, cristalino y torso) del ganglio centinela, suponiendo (peor situación posible) que el análisis patológico se realizó inmediatamente tras la extracción del GC. En todas las combinaciones se aplicó ley del inverso del cuadrado de la distancia.

Para concluir, comparamos los resultados encontrados con los límites de dosis recogidos en el Real Decreto 783/2001, Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes, [8], con el fin de establecer la clasificación apropiada del personal desde el punto de vista de la Protección Radiológica, en función del número de horas empleadas a lo largo del año llevando a cabo la técnica de GC.

Lo mismo, pero para el caso de cáncer de mama, se incluye en la Tabla II.

### RESULTADOS Y DISCUSIÓN

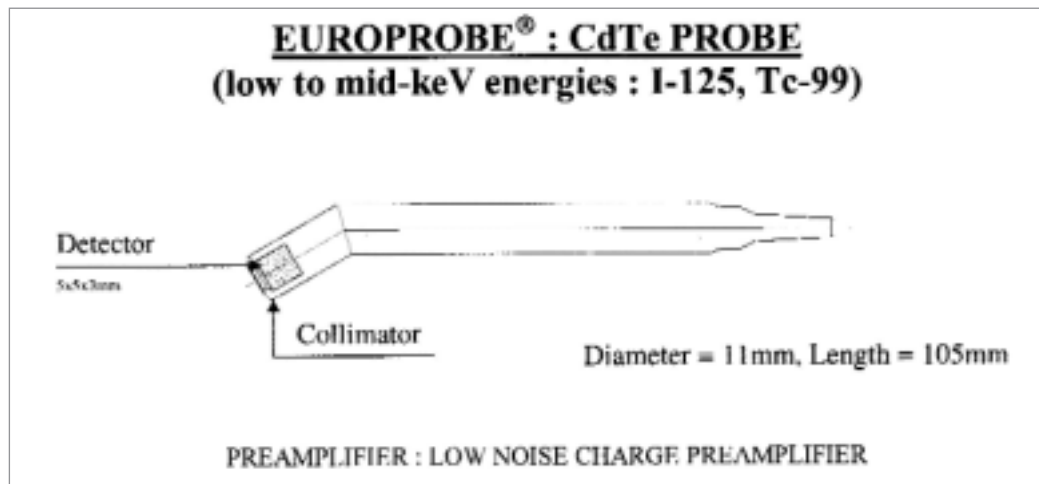
En prácticamente todos los casos la actividad migrada al GC estuvo entre el 1% y el 3% de la actividad inyectada corregida por la desintegración del Tc-99m. En el caso nº 6 de melanoma sin razón conocida, la actividad migrada llegó al 4,7% (cercana a la máxima captación del 5% recogida en referencias [4]).

Asumiendo, por criterios conservadores, las peores situaciones posibles desde el punto de vista de la Protección Radiológica (caso nº 12 de cáncer de mama para el cirujano, caso nº 14 de melanoma para el patólogo), recogemos en la Tabla III las tasas de dosis estimadas al cirujano y al patólogo, los límites de dosis anuales para el público ([8]), y finalmente, el número de horas llevando a cabo la técnica de ganglio centinela que ambos, cirujano y patólogo, podrían emplear antes de pasar a estar clasificados como personal expuesto.

De esta forma, si asumimos que el proceso quirúrgico necesita un máximo de 30 minutos, un cirujano podría realizar más de 500 intervenciones GC antes de superar alguno

De esta forma, si asumimos que el proceso quirúrgico necesita un máximo de 30 minutos, un cirujano podría realizar más de 500 intervenciones GC antes de superar alguno

De esta forma, si asumimos que el proceso quirúrgico necesita un máximo de 30 minutos, un cirujano podría realizar más de 500 intervenciones GC antes de superar alguno



dos como personal expuesto a radiación. La conclusión es pues que los riesgos derivados de la ejecución de la técnica de GC son suficientemente bajos para que no se requiera clasificación como personal expuesto para el personal de quirófanos y de Anatomía Patológica que participe en la misma.

Figura 2.- Esquema de la sonda gamma intraoperatoria.

de los límites de dosis del público.

En el caso del patólogo, la situación es aún más favorable. Suponiendo que el patólogo emplea 30 minutos en el análisis del GC extraído, podría realizar más de 3000 estudios al año de GC (todos ellos realizados de forma inmediata tras su extracción), sin ser clasificado como personal expuesto.

## CONCLUSIONES

La técnica de detección de GC mediante la utilización de un radiotrazador ha probado su utilidad en varias neoplasias, evitando innecesarias disecciones de la cadena ganglionar.

Desde el punto de vista de la Protección Radiológica, la técnica implica la administración de pequeñas cantidades de Tc-99m al paciente mediante inyección intradérmica. Dada la pequeña actividad, el corto periodo de semidesintegración del Tc-99m y que el radiotrazador queda retenido en un gran porcentaje en torno a la zona de inyección, la

aplicación de la técnica supone bajas dosis al paciente.

En lo que respecta al riesgo profesional, hemos estimado las tasas de dosis al personal de quirófano y al del Servicio de Anatomía Patológica, en los casos llevados a cabo en nuestro Centro durante el segundo semestre de 2002, en las condiciones en que éstos se llevan a cabo (actividad inyectada en torno a 40 MBq, 17-22 horas entre administración y cirugía, y supuesta la peor situación posible: análisis patológico inmediato del GC tras su extracción).

De acuerdo a los resultados obtenidos, la más alta tasa de dosis efectiva correspondería al cirujano (0,66  $\mu\text{Sv/h}$ ). La tasas de dosis recibidas por los patólogos serían inferiores a 0,02  $\mu\text{Sv/h}$  por procedimiento. Las tasas de dosis estimadas a las manos de cirujanos y patólogos fueron de 182 y 30  $\mu\text{Sv/h}$  respectivamente.

De esta forma, el cirujano podría realizar técnica de GC durante 274 horas, y el patólogo hasta 1644 horas, antes de pasar a estar clasifica-

## REFERENCIAS

1. Cabanas RM. An Approach for the Treatment of Penile Carcinoma. *Cancer* 1997; 39; 456-466.
2. Morton DL, Wen DR et al. Technical Details of Intraoperative Lymphatic Mapping for Early Stage Melanoma. *Arch Surg* 1992; 127; 392-399.
3. Alex JC, Krag DN. Gamma-Probe Guided Localization of Lymph Nodes. *Surg Oncol* 1993; 137-143.
4. Waddington WA, Keshtgar MRS et al. Radiation Safety of the Sentinel Lymph Node Technique in Breast Cancer. *Eur J Nucl Med* 2000; 27; 377-391.
5. Veronesi U, Paganelli G et al. Sentinel Lymph Node Biopsy and Axillary Dissection in Breast Cancer: Results in a Large Series. *J Natl Cancer Inst* 1999; 4; 368-373.
6. Cremonesi M, Ferrari M et al. Radiation Protection in Radioguided Surgery of Breast Cancer. *Nucl Med Comm* 1999; 20; 920-924.
7. DIN 6844. Part 3. September, 1989.
8. Real Decreto 783/2001, de 6 de Julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra radiaciones ionizantes. BOE nº 178. 26/7/2001.
9. Stratmann SL, McCarty TM et al. Radiation Safety with Breast Sentinel Node Biopsy. *Am J Surg* 1999; 178(6); 454-457.
10. Strzelczyk J, Finlayson C. Sentinel Node Biopsy: ALARA and Other Considerations. Radiation Safety and ALARA Considerations for the 21st Century: Proceedings of the 34 Midyear Topical Meeting, February 4-7, 2001. Anaheim, California (US).

## NOTA TÉCNICA

*Las sondas intraoperatorias son la herramienta fundamental de la cirugía radioguiada. Los orígenes de esta práctica se remontan hasta hace más de medio siglo, pero ha sido con la aparición de la técnica del ganglio centinela cuando la cirugía radioguiada se ha convertido en tema de actualidad. En esta nota técnica se presenta una breve descripción de la tecnología actualmente disponible en el mercado de sondas intraoperatorias y se proporciona un listado de las pruebas de control de calidad que les son de aplicación.*

# Sondas Intraoperatorias

**Ignasi Modolell i Farré**  
**Hospital Universitario de la Princesa**

## INTRODUCCIÓN

La cirugía radioguiada nace como técnica quirúrgica en la segunda mitad de la década de los cuarenta [1]. La fundamentación de la misma es evidente: la extirpación quirúrgica de un tumor resultará mucho más sencilla y segura si se puede marcar ese tumor con algún radiofármaco y, posteriormente, localizarlo en el quirófano mediante la ayuda de un detector portátil de radiación, o sonda intraoperatoria. Desde el momento de su aparición hasta la actualidad, prácticamente cualquier tipo de detector de radiación susceptible de ser miniaturizado para su uso en el quirófano ha sido empleado como sonda intraoperatoria. En la actualidad se emplean de forma exclusiva detectores de centello o de semiconductor [1,2].

Las características principales que debe presentar un detector para emplearlo como sonda intraoperatoria son la posibilidad de miniaturización, el buen funcionamiento tanto a temperatura ambiente como a la temperatura del cuerpo humano, la resistencia a golpes, la posibilidad de esterilización, un buen aislamiento frente a las

perturbaciones electromagnéticas presentes en un quirófano y, evidentemente, permitir la detección de radiación del radiofármaco empleado con una buena sensibilidad y direccionalidad [1-9]. Además, hay otras características menos objetivas y más relacionadas con el usuario final de la sonda: las características ergonómicas, como pueden ser la facilidad de uso, legibilidad de la lectura y volumen y tipo de señal sonora indicadora de nivel de cuentas [1-3,5,6].

Pese a la amplia experiencia clínica que se tiene en el empleo de sondas intraoperatorias, no ocurre lo mismo con el control de calidad de las mismas. No existen, ni a nivel nacional ni internacional, protocolos de control de calidad desarrollados por sociedades científicas adecuados para este tipo de equipamiento. No obstante, a través de artículos científicos [3-13], sí ha habido autores que han desarrollado pruebas de control de calidad en sondas intraoperatorias. Entre las pruebas propuestas pueden diferenciarse las encaminadas a una caracterización de la sonda como detector de radiación [3,7,8,10-13], de las que preten-

den tener en cuenta, o incluso simular, el uso clínico de las mismas [3,5,7,9-12,14]

## Sondas de centelleo

Las sondas de centelleo consisten en un material centelleador, yoduro de sodio o de cesio activados con talio - NaI(Tl) o CsI(Tl)- unido a un tubo fotomultiplicador mediante conducciones de fibra óptica [1,2]. El motivo por el que el tubo fotomultiplicador no se sitúa directamente unido al material detector es la limitación en tamaño que debe tener una sonda intraoperatoria. Esto supone una reducción en la sensibilidad (o eficiencia) del conjunto detector-equipos lector debido a las pérdidas de señal en los acoplamientos ópticos entre el material detector y el tubo fotomultiplicador, que llegan a ser de hasta un 90% [8]. Otras desventajas de los centelleadores son la fragilidad de los cristales de centelleo, su sensibilidad a cambios de temperatura, y el hecho de ser higroscópicos; características que son poco compatibles con el uso intraoperatorio.

De modo experimental, se han desarrollado sondas de centelleo basadas



Material	Tipo	Zeff	Densidad (g cm <sup>3</sup> )	Equipos
Nal(Tl)	Centelleador	42	3.67	CareWise C-Trak
CsI(Tl)	Centelleador	54	4.51	Pol. Hi. Tech. ScintiProbe MR100 CareWise OncoProbe Eurorad Gammed II Eurorad Europrobe Stratec Elektronik Tecprobe 1 type 2000 IntraMedical Imaging Nodeseeker
LSO	Centelleador	66	7.40	-
BGO	Centelleador	28	7.13	-
CdWO <sub>4</sub>	Centelleador	26	7.90	-
CdTe	Semiconductor	52	6.06	Eurorad Gammed II Eurorad Europrobe Radiation Monitoring Devices CTC-4 Stratec Elektronik Tecprobe 2 type 0425 US Surgical Corp Navigator GGS Auto Suture Navigator Neoprobe 1500 Neoprobe neo2000
CZT	Semiconductor	47	5.78	-
HgI <sub>2</sub>	Semiconductor	65	6.40	-
Si	Semiconductor	14	2.33	-

Tabla I. Materiales de detección empleados en sondas intraoperatorias

en otros materiales [2], como el ortoxisilicato de lutecio dopado con samario (LSO), el germanato de bismuto (BGO) y el wolframato de cadmio (CdWO<sub>4</sub>). La tabla I presenta las características principales de los materiales detectores, así como los equipos comerciales que los incorporan.

### Sondas de semiconductor

Las sondas de semiconductor presentan frente a las de centelleo las ventajas de tener una mayor resolución energética, un tamaño menor y la posibilidad de fabricarse con ventanas de entrada muy finas, lo que permite que sean sensibles a emisores beta y gamma de baja energía. Los materiales empleados comercialmente (Tabla I) son el Teluro de Cadmio (CdTe) y el Teluro de Cadmio Zinc (CdZnTe o CZT), aunque se han realizado estudios experimentales con sondas de materiales distintos, como el yoduro de mercurio

(HgI<sub>2</sub>) o el Silicio [1,8]. Su menor tamaño y mayor resistencia frente a las sondas de centelleo representa una ventaja en su uso quirúrgico, que puede verse compensada por su menor eficiencia de recuento [2,3,5, 8,12].

### EVALUACIÓN Y CONTROL DE CALIDAD

En el terreno de la evaluación y control de calidad de las sondas intraoperatorias puede establecerse una diferencia cualitativa entre pruebas que evaluación de la sonda como detector de radiación y pruebas encaminadas a evaluar el uso clínico de la misma.

Como detector de radiación, las pruebas de evaluación y control de calidad presentes en la bibliografía son: resolución energética [2,3,8,10], sensibilidad (o eficiencia) [2,3,5,7,8,10-13], reproducibilidad [10], linealidad [7,10], tiempo muerto [10] y corriente de fuga [10]. En la simulación del uso

clínico son también importantes otros parámetros, la sensibilidad de la lectura a señales electromagnéticas externas [10], la penetración de los colimadores [3], y aquéllos relacionados con la capacidad de detección, la resolución espacial [2,3,5,7,12], la respuesta en distancia [10] y en ángulo [3,10] y el contraste frente a un fondo constante [2,9,13,14] o fluctuante [9, 14].

### Resolución energética

La resolución energética de una sonda intraoperatoria se ha medido habitualmente como la anchura a mitad de altura (FWHM) del fotopico en el espectro energético de un nucleido de interés. Barber *et al.* [8] emplearon la media anchura superior a mitad de altura (UFWHM), con el fin de no tener en cuenta en sus medidas el espectro Compton, y también para evitar los efectos de asimetría del fotopico. Éstos

últimos son especialmente importantes en los detectores de semiconductor, y son causados por efectos recombinación y por la pérdida de energía causada por transiciones de la capa K. En su medida de la resolución energética obtuvieron el espectro de diez nucleidos distintos, con energías de emisión entre 18.7 y 1333 keV. La resolución energética se presenta gráficamente en función de la energía, y sólo se proporcionan los resultados numéricos para el  $^{99m}\text{Tc}$ . La medida se realizó en tres sondas no comerciales de NaI, CdTe y HgI<sub>2</sub>.

Wilson *et al.* [10] realizaron la evaluación de una sonda intraoperatoria de Csl, midiendo su resolución energética con  $^{111}\text{In}$  y  $^{99m}\text{Tc}$  con el objetivo de determinar el mejor ajuste de la ventana de medida. Tiourina *et al.* [3] evaluaron cuatro conjuntos de sondas disponibles comercialmente, entre las que había sondas de CdTe, CZT, NaI y Csl, determinando su resolución energética con una fuente de  $^{57}\text{Co}$ . Estos últimos resultados se encuentran recogidos en la revisión realizada por Zanzonico y Heller [2], aunque los datos que presenta para las sondas Gammed II, C-Trak y Navigator son la FWHM en keV y no en porcentaje, como se indica en la tabla publicada.

En todos los casos descritos, las sondas de semiconductor mostraron mejor resolución energética que las de centelleo, en concreto, para las energías del  $^{99m}\text{Tc}$  y del  $^{57}\text{Co}$ , los valores de la resolución energética hallados estaban entre un 30% y un 40% para las sondas de centelleo, y entre un 4% y un 8% para las de semiconductor.

En las sondas intraoperatorias la capacidad de resolución energética se ha apuntado como un parámetro importante de cara a poder discriminar cuentas debidas a radiación dispersa, que pueden enmascarar la detección

de una concentración de actividad. No obstante, Kwo *et al.* [9] demuestran en su trabajo que sondas con resolución energética muy distinta (superior a un factor cinco) tienen una capacidad de discriminación similar frente a un fondo no uniforme, con la única salvedad que la ventana energética en la que se recogen cuentas tenga un ajuste óptimo.

### Sensibilidad

La sensibilidad o eficiencia de recuento es el cociente entre tasa de recuento medida y actividad real de la fuente empleada. Pese a que esta prueba está ampliamente documentada en la bibliografía no es sencillo establecer comparaciones directas entre distintas publicaciones, ya que existen variaciones en la geometría de medida, en la ventana de adquisición, o en el nucleido empleado, que tienen una repercusión en el valor de sensibilidad proporcionado.

La sensibilidad de detección tiene dos componentes, la geométrica y la intrínseca. La sensibilidad geométrica es directamente la fracción de ángulo sólido subtendido por el detector con respecto a la fuente. Es por lo tanto dependiente del área del detector, de la distancia fuente-detector y, en general, también del tamaño y distribución de actividad de la fuente. La sensibilidad intrínseca, o eficiencia de detección, depende del grosor del material detector, su número atómico efectivo, su densidad másica y del tipo y energía de la radiación incidente.

En las medidas de sensibilidad presentes en la bibliografía, Barber *et al.* [8] emplearon el producto área-eficiencia ( $A\gamma$ ) como indicador de sensibilidad. De este modo excluyen la dependencia con la distancia de la sensibilidad, pero no el área efectiva

de detección. La medida se realizó con una ventana de adquisición que incluía el fotopico y todas las cuentas detectadas por encima del mismo, con el fin de no tener en cuenta las cuentas debidas a dispersión. La eficiencia se midió para los picos espectrales que podían distinguirse en el espectro de los diez nucleidos mencionados anteriormente (27 energías de emisión distintas), presentando los resultados de forma gráfica para las tres sondas no comerciales ya mencionadas, y resultados numéricos para el fotopico del  $^{99m}\text{Tc}$ .

Daghighian *et al.* [13] realizaron medidas de sensibilidad en una sonda experimental sensible a radiación beta y gamma con muestras de  $^{18}\text{F}$  y  $^{131}\text{I}$ . La prueba se realizó con fuentes extensas (5 mm de diámetro y espesor aproximado de 25  $\mu\text{m}$ ) situadas en contacto con el detector (se separaron con 0.1 mm de látex para evitar contaminar la sonda). Wilson *et al.* [10] también realizaron medidas de sensibilidad en contacto con fuentes puntuales de  $^{111}\text{In}$  y  $^{99m}\text{Tc}$  empleando ventanas de energía entre 90 y 270 keV para el indio, y 60 y 190 keV para el tecnecio. Tiourina *et al.* [3] realizaron medidas de sensibilidad en aire para distancias fuente-detector entre 1 y 10 cm empleando una fuente puntual de  $^{57}\text{Co}$  y con una ventana de energía entre 70 y 135 keV; además, midieron la sensibilidad para una fuente de  $^{133}\text{Ba}$  a 10 cm de distancia y con las ventanas que proporcionaban de fábrica los equipos evaluados. Britten [5] realizó medidas de sensibilidad para una fuente de  $^{99m}\text{Tc}$  de 2 mm de diámetro por 3 mm de profundidad, sumergida en agua a las profundidades de 5, 10, 20, 30 y 50 cm, con cinco sondas intraoperatorias de CdTe y Csl de tres fabricantes distintos, fijando las ventanas

de energía en valores distintos para cada una de las sondas. Benjegård [7] realizó medidas con una fuente lineal (1.5 mm de diámetro y longitud > 10 cm) de  $^{111}\text{In}$  en contacto con tres sondas distintas, midiendo la eficiencia en porcentaje como el cociente entre la tasa de cuentas medida y la concentración de actividad lineal en el segmento que entraba en el campo de visión de la sonda, restando de la tasa de cuentas la contribución de los fotones que conseguían atravesar el colimador. Raylman [11] midió la sensibilidad de una sonda de doble detector experimental para detectar radiación beta y gamma con  $^{18}\text{F}$ ,  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  y  $^{111}\text{In}$ , adquiriendo en distintos modos de operación y corrigiendo por las diferencias de ángulo sólido entre los dos detectores. Las medidas se realizaron a 1 mm de distancia de una fuente de 8 mm de diámetro y, en el caso del  $^{18}\text{F}$ , se separó la contribución de la radiación beta de la radiación de aniquilación. Modolell y Puchal [12] midieron la sensibilidad de cuatro sondas intraoperatorias empleando fuentes puntuales de  $^{57}\text{Co}$  de actividades distintas, a 4 cm de distancia fuente-detector y en aire.

En todos los casos, la sensibilidad de las sondas de centelleo es superior a la de las de semiconductor, estando estas diferencias en uno o dos órdenes de magnitud, en general estas diferencias se pueden atribuir al mayor espesor con el que se fabrican los detectores de centelleo frente a los de semiconductor.

### Reproducibilidad

Únicamente el trabajo de Wilson *et al.* [10] realiza una evaluación propiamente dicha de la reproducibilidad de la medida de la sonda. Los autores de este estudio repitieron la medida de sensibilidad con una fuente de  $^{111}\text{In}$

diez veces, no encontrando diferencias significativas en la tasa de cuentas obtenida, y hallándose todas las medidas realizadas dentro de una desviación estándar con respecto al promedio, por lo que concluyen que la sonda es reproducible. Otros autores afirman haber realizado medidas repetidas de la sensibilidad [5,11-13], de entre ellos Britten [5] evalúa la repetibilidad de la sonda conjuntamente con la del operador para reproducir la geometría de medida, observando una variación máxima del 2.9%. Raylman [11] realizó cincuenta determinaciones de sensibilidad, sin proporcionar ningún dato sobre su variabilidad. Modolell y Puchal [12] realizaron medidas repetidas con el fin de determinar la incertidumbre de los resultados publicados. Daghighian [13] realizó las medidas por triplicado, pero no proporciona resultados en cuanto a su reproducibilidad, ni incertidumbres en cuanto a los valores de sensibilidad publicados.

### Linealidad

La linealidad en la respuesta en cuentas de la sonda es un parámetro de importancia si la sonda se va a usar con actividades altas, en las cuales debe suponerse que el tiempo muerto del detector afectará al número de cuentas detectadas.

Wilson *et al.* [10] estudiaron la linealidad de una sonda intraoperatoria empleando actividades de  $^{111}\text{In}$  y  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  en el rango de 0.1 a 10  $\mu\text{Ci}$  (3.7 a 370 kBq) en contacto con la sonda. La respuesta obtenida fue aproximadamente lineal en todo el rango ( $R^2=0.99$ ) para los dos nucleidos estudiados.

Benjegård *et al.* [7] emplearon fuentes de  $^{111}\text{In}$  de 0.1 a 4.3 MBq para hallar el rango de actividades en las que la respuesta de las sondas era lineal. No observaron diferencias de sensibili-

dad en todo el rango de actividades empleado, de lo que deducen que la influencia del tiempo muerto es despreciable en ese rango de actividades.

### Tiempo muerto

El tiempo muerto del detector está relacionado directamente con la prueba de linealidad. Wilson *et al.* [10] realizaron una determinación del tiempo muerto empleando el método de las dos fuentes con muestras de  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ , habiendo determinado con anterioridad que para actividades por debajo de 20 mCi (740 MBq) la sonda se comportaba como un sistema no paralizabile, el tiempo muerto obtenido en su estudio resultó ser de 21.2  $\mu\text{s}$ .

### Corriente de fuga

La corriente de fuga fue determinada por Wilson *et al.* [10] como parámetro de seguridad de cara al uso intraoperatorio del detector. El valor hallado estaba por debajo de los requisitos legales de Estados Unidos para dispositivos que se emplean sobre los pacientes (10  $\mu\text{A}$ ). Además, simularon, mediante un circuito externo, un aumento de ese valor, observando que la luz de alarma del equipo funcionaba correctamente cuando se superaba el valor límite de la corriente de fuga, y que el generador de tensión se desactivaba de forma automática en esas condiciones.

### Sensibilidad a interferencias EM

Wilson *et al.* [10] observaron que la sonda era muy sensible a las interferencias generadas por el electrobisturí, obteniendo señales espúreas de 40 a 100 kcuentas/s. Esta sensibilidad extrema a las interferencias se eliminó prácticamente por completo al apantallar con cobre los conectores coaxiales que unían la sonda con el equipo lector.

### **Penetración de colimadores**

La correcta colimación de la sonda permite que su respuesta sea direccional. Tiourina *et al.* [3] colocaron fuentes puntuales de  $^{57}\text{Co}$  en contacto con la colimación y fuera del campo de visión de la sonda, recogiendo valores de cuentas para distintas posiciones de las fuentes. En una de las sondas estudiadas, la transmisión llegó a ser de hasta un 4.1%, mientras que en otras se determinó por debajo del 0.1%. Los autores hacen hincapié en el hecho que la transmisión del plomo para la energía del  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  es aproximadamente 1.5 veces superior a la obtenida con  $^{57}\text{Co}$ .

### **Resolución espacial**

Aunque resolución espacial es un término asociado a los equipos de imagen, se ha aplicado también a las sondas intraoperatorias [2-7, 12] refiriéndose a su capacidad para determinar la posición de una fuente radiactiva. El parámetro habitualmente empleado para caracterizar la resolución espacial es la anchura a mitad de altura (FWHM) de la función de respuesta puntual (PSF) de la sonda, determinada moviendo la sonda sobre la fuente y representando gráficamente el número de cuentas detectado en función de la posición de la sonda.

Tiourina *et al.* [3] realizaron medidas con un maniquí de perspex, colocando una fuente puntual de  $^{57}\text{Co}$  a una profundidad equivalente en agua de 10, 20 y 40 mm los resultados se presentan gráficamente para su comparación cualitativa, observando que la capacidad de resolución de la sonda empeora considerablemente para profundidades superiores a 20 mm.

Britten [4] midió la PSF con una fuente de  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  colocada a 5, 10, 20, 30 y 50 mm de profundidad en agua, de-

terminando la FWHM para cinco sondas distintas. Sus resultados muestran variaciones de hasta un 50% de una sonda a otra.

Benjegård *et al.* [7] obtuvieron valores de la FWHM con una fuente lineal de  $^{111}\text{In}$  colocada en contacto y a profundidades de 10 y 20 mm en un maniquí de metacrilato. Las variaciones en su caso alcanzan un 200% a la profundidad de 20 mm (de 11 a 35 mm en la FWHM, según la sonda empleada).

Modolell y Puchal [12] midieron la PSF de cuatro sondas distintas con fuentes puntuales de  $^{57}\text{Co}$ . Observaron que para una distancia fuente-sonda de 40 mm no existían diferencias en la PSF al realizar las medidas en aire o interponiendo espesores de 13 ó 30 mm de metacrilato entre la fuente y la sonda. También determinaron los valores de la semianchura a mitad de altura en una de las sondas sometidas a estudio para distancias fuente-sonda de 10, 20, 40, 60 y 80 mm, observando que su variación era aproximadamente lineal con la distancia. En la comparación de distintas sondas, aparecen variaciones de hasta un 50 % en la FWHM.

En todas las publicaciones que abordan la medida de la resolución espacial se observan grandes diferencias entre las distintas sondas intraoperatorias comercializadas, sin que sea determinante el material detector que las constituye.

### **Respuesta en distancia**

Wilson *et al.* [10] caracterizan la resolución espacial de una sonda midiendo su respuesta en distancia y su respuesta angular. La medida de respuesta en distancia de realizó recogiendo cuentas a distintas distancias entre la fuente y la sonda, tanto en aire como interponiendo un material

equivalente a tejido. Los resultados se presentan gráficamente con la raíz del inverso de la tasa de recuento frente a la distancia, ajustándose los valores medidos a una recta.

### **Respuesta en ángulo**

Esta prueba es realizada por Wilson *et al.* [10] colocando una fuente de  $^{111}\text{In}$  a distintos ángulos con respecto a la normal a la sonda, comparando el resultado al emplear la colimación adicional opcional que equipa la sonda comprobada. Las diferencias son superiores a un orden de magnitud para los ángulos de  $136^\circ$  ( $-46^\circ$  con respecto al eje de la sonda) y  $42^\circ$  ( $48^\circ$  con respecto al eje de la sonda), lo que subraya la importancia de emplear la colimación adicional cuando se desea una respuesta realmente direccional.

Tiourina *et al.* [3] realizaron medidas de respuesta angular en aire con una fuente de  $^{57}\text{Co}$  para una distancia fuente-sonda de 50 mm, midiendo los ángulos con respecto al eje de la sonda y empleando una ventana de adquisición de 70-135 keV que evita la emisión característica de la colimación de la sonda (59 keV). Los resultados se presentan en forma gráfica, mostrando también que el uso de una sonda sin colimación implica un grave deterioro de la respuesta angular, obteniéndose una respuesta (relativa a  $0^\circ$ ) del 50% para ángulos de  $70^\circ$  si no se emplea colimación. El empleo de colimación en las sondas que la equipan opcionalmente, o de sondas con colimación fija hace que la respuesta relativa sea nula para ángulos superiores a  $60^\circ$ .

### **Contraste**

El contraste refleja la capacidad de un detector de diferenciar la actividad

proveniente de la región a detectar frente a un fondo que también puede acumular una determinada actividad. La definición usual es la diferencia entre las cuentas de la zona blanco (T) y el fondo (B) dividido entre las cuentas de la zona blanco (T-B)/B [2]. El contraste depende, en principio, de la sensibilidad, resolución energética y resolución espacial de la sonda.

Kwo *et al.* [9] realizaron una simulación de la capacidad de contraste de tres sondas intraoperatorias de NaI, CdTe y HgI<sub>2</sub>, midiendo la PSF de todas ellas y después aplicando el resultado a un maniquí simulado, en el que reconstruyeron la distribución de actividad del cuerpo humano e insertaron aleatoriamente, en los ganglios linfáticos paraaórticos e ilíacos, 14 regiones blanco de 1 cm de diámetro y actividades entre una y diez veces la actividad media del maniquí. Emplearon el criterio probabilístico de distinguibilidad desarrollado por Hickernell *et al.* [14] y evaluaron la capacidad de contraste de las sondas frente a un fondo constante y frente al fondo simulado del paciente, en el que existen fluctuaciones de actividad entre órganos. Las pruebas se realizaron con distintos ajustes de la ventana energética de recogida de cuentas. El resultado demuestra que, para un tiempo de recogida de cuentas entre 1 y 10 segundos, la capacidad de contraste de las tres sondas es similar, siempre que la ventana de adquisición se haya ajustado de forma óptima en cada una de ellas. A la luz de estos resultados, los autores simulaban numéricamente sondas con resoluciones energéticas distintas, llegando a la conclusión de que la capacidad de contraste no depende de la resolución energética de la sonda, siempre que la ventana de

energía se ajuste óptimamente. Este resultado se explica por el hecho de que la ventana energética sólo sirve para discriminar cuentas dispersadas por efecto Compton, pero no es capaz de distinguir cuentas directas provenientes del fondo, sea éste variable o fluctuante. Si el ajuste de la ventana energética es capaz de eliminar gran parte de las cuentas provenientes de la dispersión Compton (es decir, el ajuste es óptimo), la práctica totalidad de las cuentas espúreas detectadas por la sonda provendrán exclusivamente del fondo. En esta situación, y si la resolución espacial de las sondas es parecida, la capacidad de contraste de todas las sondas será la misma, ya que sólo dependerá de las variaciones de actividad entre la región blanco y el fondo.

Daghighian *et al.* [13] realizaron medidas simulando maniqués de abdomen y cerebro con concentraciones de actividad constantes. Emplearon una sonda experimental de doble detector, capaz de diferenciar las cuentas directas de las del fondo. Colocaron pequeños contenedores, con actividades superiores al fondo, para simular las regiones blanco. Los nucleidos a detectar eran <sup>18</sup>F en el maniquí de cerebro y <sup>131</sup>I en el de abdomen. El resultado obtenido demostró que la capacidad de contraste y la resolución espacial aumentaban considerablemente al emplear la geometría de doble detección y eliminar las cuentas provenientes del fondo. Este hecho apoya el resultado de Kwo *et al.* [9] acerca de la importancia de las cuentas de fondo en el contraste.

Hickernell *et al.* [14] realizaron simulaciones de medida de una sonda de doble detector en un maniquí computerizado de torso, en el que modelaron distribuciones reales de activi-

dad en los órganos. El objetivo era la validación de un modelo probabilístico para determinar cuando una variación en el número de cuentas permitía determinar, con significación estadística, que existía una concentración anómala de actividad indicativa de la presencia de una región blanco. El resultado obtenido fue que para tiempos de recuento por debajo de 10 segundos, el ruido estadístico era predominante en el número de cuentas, aumentando por lo tanto la distinguibilidad según se aumentaba el tiempo de contaje. En cambio, por encima de 50 segundos, predominaban las fluctuaciones del fondo, por lo que un aumento del tiempo de recuento no suponía una mejora en la detectabilidad. Los autores concluyen que para tiempos de contaje clínicamente aceptables, la sonda de doble detector resulta eficaz en la discriminación de zonas blanco frente a fluctuaciones de fondo.

## Conclusiones

El hecho de que las sondas intraoperatorias sean equipos sencillos, tanto en diseño como en manejo, no debe ser impedimento para su control de calidad, o, cuanto menos, una evaluación inicial para determinar los parámetros que optimicen su uso clínico. La bibliografía publicada demuestra que detectores con características muy distintas pueden ser igualmente eficaces en su empleo quirúrgico siempre que se ponga especial cuidado en la selección de la ventana energética y del tiempo de recogida de cuentas.

En la bibliografía se ha planteado la necesidad de establecer protocolos estándar para el control de calidad [2,4,12]. En este artículo se ha ofrecido un compendio de pruebas de control de calidad que puede

constituir, para todos los usuarios de sondas intraoperatorias, un punto de partida para el desarrollo de sus propios protocolos de control de calidad.

**REFERENCIAS**

1. Edward J. Hoffman, Martin P. Tornai, Martin Janecek, Bradley E. Patt, Jan S. Iwanczyk. Intraoperative Probes and Imaging Probes. Eur J Nucl Med 26(8), 913-935 (1999).

2. Pat Zanzonico, Sherman Heller. The Intraoperative Gamma Probe: Basic Principles and Choices Available. Semin Nucl Med 30(1), 33-48 (2000).

3. Tatiana Tiourina, Bertjan Arends, Dyde Huysmans, Harm Rutten, Bea Lemaire, Sara Muller. Evaluation of Surgical Gamma Probes for Radioguided Sentinel Node Localisation. Eur J Nucl Med 25(9), 1224-1231 (1998).

4. Arthur van Lingen, Anouk M. Bosma, Rik Pijpers. Evaluation of Surgical Gamma Probes (letter to the editor). Eur J Nucl Med 26(2), 183-184 (1999).

5. Alan J. Britten. A Method to Evaluate Intra-Operative Gamma Probes for Sentinel Lymph Node Localisation. Eur J Nucl Med 26(2), 76-83 (1999).

6. Carlo Chiesa, Emilio Bombardieri. Are Intraoperative Gamma Probes Imaging Devices? (letter to the editor). Eur J Nucl Med 27(6), 746-747 (2000).

7. Sven Anders Benjegård, Véronique Saurer, Peter Bernhardt, Bo Wångberg, Håkan Ahlman, Eva Forssell-Aronsson. Evaluation of Three Gamma Detectors for Intraoperative Detection of Tumors Using 111In-Labeled Radiopharmaceuticals. J Nucl Med 40(12), 2094-2101 (1999).

8. H.B. Barber, H.H. Barrett, T.S. Hickernell, D.P. Kwo. Comparison of NaI(Tl), CdTe, and HgI2 Surgical Probes: Physical Characterization. Med Phys 18(3), 373-381 (1991).

9. D.P. Kwo, H.B. Barber, H.H. Barrett, T.S. Hickernell. Comparison of NaI(Tl), CdTe, and HgI2 Surgical probes: Effect of Scatter Compensation on Probe Performance. Med Phys 18(3), 382-389 (1991).

10. Latresia A. Wilson, Joseph A. Kuhn, Raffael M. Corbisiero, Merle Smith, J. David Beatty, Lawrence E. Williams, Miro Rusnak,

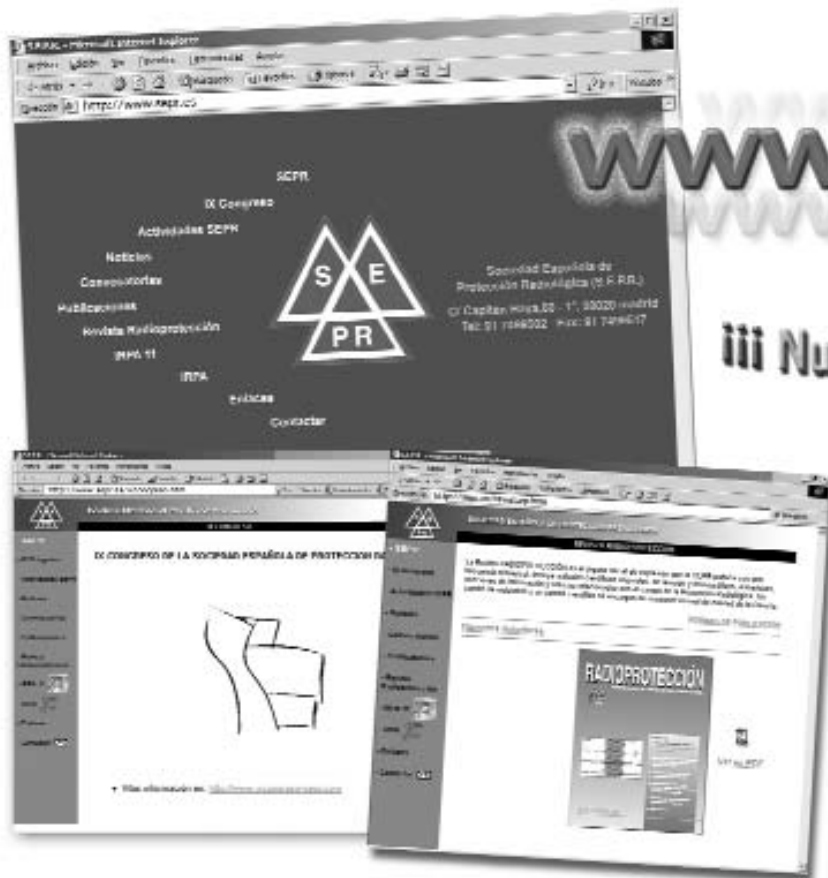
Russell L. Kondo, Andre J. Demidecki. A Technical Analysis of an Intraoperative Radiation Detection Probe. Med Phys 19(5), 1219-1223 (1992).

11. Raymond R. Raylman. Performance of a Dual, Solid-State Intraoperative Probe System with 18F, 99mTc, and 111In. J Nucl Med 42(2), 352-360 (2001).

12. I. Modolell i Farré, R. Puchal Ané. Caracterización y controles periódicos de sondas intraoperatorias. Rev Fis Med 3(1), 26-34 (2002).

13. Farhad Daghighian, John C. Mazziotta, Edward J. Hoffman, Peter Shenderov, Behzad Eshaghian, Stefan Siegel, Michael E. Phelps. Intraoperative Beta Probe: A Device for Detecting Tissue Labeled with Positron or Electron Emitting Isotopes During Surgery. Med Phys 21(1), 153-157 (1994).

14. T.S. Hickernell, H.H. Barrett, H.B. Barber, J.M. Woolfenden, J.N. Hall. Probability Modelling of a Surgical Probe for Tumour Detection. Phys Med Biol 35(4), 539-559 (1990).



www.sepr.es

!!! Nueva WEB de la SEPR !!!

La Protección Radiológica en la red

visítala

## Especial Medicina Nuclear

### Las inyecciones intraarticulares de Ytrio-90 no se asocian con mayor incidencia de cáncer

*"Does yttriumnovectomy increase the risk of cancer in satients with rheumatoid arthritis?". Annals of the Rheumatic Diseases 2003;62:251-253*

El objetivo del artículo es valorar el riesgo de cáncer a largo plazo en pacientes con Artritis Reumatoide que han sido tratados con Y-90. Este isótopo se usa habitualmente para realizar sinoviorresis en pacientes con inflamación articular crónica. Es un emisor beta con 2,7 días de periodo de semidesintegración, una energía máxima de 2,25 MeV y un rango máximo de penetración en tejidos de 11 mm (media 3,6 mm). Tras su administración intraarticular, habitualmente en rodillas, se han encontrado alteraciones cromosómicas en linfocitos periféricos probablemente causadas por la migración vía linfática del isótopo hacia bazo, hígado, pulmones y ganglios linfáticos cuya significación clínica y efecto a largo plazo no habían sido estudiados.

En este reciente artículo se revisan 1.228 pacientes diagnosticados de artritis reumatoide durante el periodo de 1970 a 1985 en el distrito de Finlandia Central, de los que 143 fueron tratados mediante radiosinovioresis con Y-90, y actividad media inyectada 185 MBq según un protocolo establecido en el que se comprobó que la dosis de radiación en los ganglios linfáticos inguinales variaba entre 0 y 9,20 Gy. Se realizó un seguimiento de los pacientes hasta diciembre de 1999. Durante este periodo, en el grupo tratado con Y-90 se encontraron 9 casos de cáncer frente a un número esperado de 14,9; en el grupo que no fue tratado con Y-90 se encontraron 122 casos, frente a un número esperado de 109. El índice de incidencia estandarizada para ambos grupos fue de 0,6 y 1,1 respectivamente, no signi-

ficativamente diferente entre sí, ni con la población general. Específicamente para Linfoma de Hodgkin y Cáncer de pulmón éste índice es más alto, aunque no significativo estadísticamente, en el grupo no tratado con Y-90.

Estos datos, obtenidos durante un periodo de observación de 30 años, confirman que el tratamiento con Y-90 no aumenta el riesgo de padecer cáncer.

L. Domínguez  
Comité Científico

### Consideraciones sobre radioprotección durante la detección de ganglio centinela en pacientes con melanoma

*Dermatol Surg 2003;29(2):141-145*

Se trata de un estudio dosimétrico realizado a los profesionales, ajenos a un Servicio de Medicina Nuclear, que intervienen durante el proceso de localización y extirpación del ganglio centinela en pacientes con melanoma. La técnica quirúrgica se realizó, en 25 pacientes, el día siguiente a la inyección intradérmica perilesional de 100 MBq de <sup>99m</sup>Tc- coloide de albúmina humana.

Para la determinación de la dosis equivalente se usaron dosímetros personales electrónicos colocados en el tórax de cirujanos, anestelistas, ayudantes y enfermeras. Para la dosis en manos del cirujano y ayudante se usaron dosímetros de termoluminiscencia tipo anillo, que se renovaron en tres ocasiones durante el estudio.

La duración media de la intervención fue de 58 +/- 16 min. Y el resto del personal permaneció cerca del paciente durante una media de 79 +/- 17 min. En la mayoría de las intervenciones (84%) las dosis equivalentes fueron menores de 1µ/h. La dosis absorbida media por intervención en manos fue de

159 +/- 23 µGy para el cirujano y de 48 +/- 17 µGy para el ayudante.

Concluyen que la técnica de ganglio centinela en melanoma se trata de un procedimiento seguro desde el punto de vista de radioprotección, donde no es necesario hacer registro de dosis personal para el personal no profesionalmente expuesto, ni limitar el número de intervenciones en el personal de cirugía por este motivo.

L. Domínguez.  
Comité Científico

### Exposición debida a pacientes no ingresados sometidos a terapia de cáncer de tiroides con <sup>131</sup>I

*"Radiation Exposure From Outpatient Radioactive Iodine (<sup>131</sup>I) Therapy for Thyroid Carcinoma". JAMA 2000;283(17):2272-2274*

En mayo de 1997 la US Nuclear Regulatory Commission procedió a revisar la regulación concerniente a pacientes tratados con <sup>131</sup>I, en cuanto al tiempo de ingreso y mantenimiento de control. En la nueva normativa se introduce como novedad la posibilidad de suprimir el control sobre dichos pacientes si no es probable que el equivalente de dosis efectiva total (TEDE) a otros individuos supere 5 mSv.

En este artículo se presenta un estudio llevado a cabo sobre 30 pacientes de cáncer de tiroides tratados con <sup>131</sup>I, con actividades entre 2,8 y 5,6 GBq, entre octubre de 1998 y junio de 1999. Para cada paciente se estimó previamente la TEDE máxima a los familiares a partir de los valores de captación de yodo, periodo de eliminación y patrones de convivencia, obteniéndose valores entre 1,63 mSv y 4,83 mSv, por lo que en todos los casos se cumplía el criterio propuesto, y los pacientes no fueron ingresados. Para garantizar la protección radiológica de sus familiares se

les proporcionaron pautas de conducta para la convivencia. Con el fin de comprobar la idoneidad de estas medidas, se controló la dosis recibida por los familiares (65 personas) y en cuatro habitaciones de las casas (dormitorio, baño, sala de estar y cocina), mediante dosímetros luminiscentes de estimulación óptica durante un periodo de 10 días inmediatamente posteriores a la administración del yodo.

Los resultados obtenidos a partir de la dosimetría realizada mostraban valores entre 0,01 y 1,09 mSv para los familiares y 0,01 y 2,89 mSv en las estancias de la casa.

Por lo tanto, este estudio demuestra que la exposición a las personas que conviven con los pacientes tratados con I-131, como terapia al cáncer de tiroides, es inferior al nuevo límite establecido por la US Nuclear Regulatory Commission, con lo que para estos pacientes no es necesario el ingreso tras la administración del yodo, siempre que sigan ciertas pautas de comportamiento en el hogar. Esto supone una ventaja, tanto por la reducción del coste económico del tratamiento, como por el hecho de que supone una menor carga psicológica para el paciente y sus familiares.

M<sup>a</sup> Angeles Ariza  
Residente de Radiofísica del Hospital  
Marqués de Valdecilla (Santander)

## Principles of Radiological Health and Safety

Autores: James E. Martin y Chul Lee, 2003. 524 páginas. 89,95 \$, Wiley-Interscience. ISBN 0-471-25429-0.

Me remito al comentario que sobre este libro ha hecho D. M. Hamby en el número de mayo del Health Physics (volumen 84, número 5):

Se trata de un libro orientado a estudiantes de ingeniería o licenciaturas de ciencias que quieran introducirse en el campo de la protección radiológica (PR) o a cualquier persona no especializada

en dicho campo que tenga que realizar labores de PR. Así mismo, también está contemplado este libro como una fuente de ayuda al personal de seguridad que maneje materiales radiactivos y tenga que emplear programas de PR.

El libro está organizado en 14 capítulos que tratan los principios de la física atómica y nuclear, medida y dosimetría de las radiaciones ionizantes, y regulaciones y PR en dicha materia. Empieza con una discusión sobre conceptos fundamentales de física atómica y nuclear, que completa en los tres primeros capítulos con la teoría referente a las desintegraciones radiactivas, relación entre actividad y masa, y transformaciones de equilibrio. A continuación, se expone una discusión sobre las fuentes naturales y artificiales de radiación, que da paso a los conceptos de fisión, activación neutrónica y diseño de reactores nucleares. En los dos siguientes capítulos se trata la interacción de la radiación con la materia, magnitudes y unidades, dosimetría, radiación de frenado, blindajes, efectos biológicos y riesgo de las radiaciones ionizantes. El capítulo 8 describe métodos de medida de la radiación, así como una introducción a la espectroscopía que incluye estadística de conteo y propagación de errores. A continuación se discuten también aspectos de dosimetría interna, cinética, y deposición pulmonar. En los capítulos 10 y 11 se introduce al estudiante a las diferentes regulaciones y normativas relativas a PR tales como el criterio ALARA, programas de PR, autoridades reguladoras en la materia, límites de dosis, requisitos del transporte radiactivo, etc. También se cubre un apartado referente a PR medioambiental, así como otro relativo a la exposición por radón en materiales de construcción. El último capítulo trata de los residuos radiactivos tanto de baja como de alta actividad haciendo especial énfasis en el estatus y las normativas que regulan los residuos de baja actividad.

Además, el libro incluye numerosos resúmenes y problemas resueltos al final de cada capítulo, así como apéndices

de referencia sobre las energías de ligadura y diferentes esquemas de desintegraciones radiactivas, que lo convierten en un excelente libro de un curso universitario.

Guadalupe Martín Martín  
Físico residente. Servicio de  
Radiofísica y Radioprotección  
Hospital Universitario La Paz

## Medidas de tasa de exposición en torno a pacientes inyectados con Ga-67

"Radiation Exposure from Gallium-67-Citrate Patients" J Nucl Med Tech 1999; 27:57-61

Debido al continuo aumento de las actividades administradas en algunas exploraciones de medicina nuclear, puede resultar necesario revisar las normas de protección radiológica de técnicos, personal de enfermería, o familiares. Este artículo es el trabajo más reciente publicado para el caso de los rastreos con Ga-67.

Se realizaron medidas de tasa de dosis con una cámara de ionización en 15 pacientes adultos con linfoma, inmediatamente después de la inyección y tres días después. Las actividades administradas a un paciente estándar fueron de 333 a 407 MBq. Las medidas se realizaron en las proyecciones anteroposterior, posteroanterior, lateral derecha y lateral izquierda a la altura del abdomen, y a tres distancias: en la superficie del paciente, a 30.5 y a 100 cm. No se encontraron diferencias estadísticamente significativas en las tasas de dosis medidas en las distintas proyecciones. Además se hicieron estimaciones de los tiempos de contacto del personal técnico y de enfermería con los pacientes a estas tres distancias.

Para estimar la dosis al personal hospitalario y a los miembros del público,



se utilizó una relación farmacocinética biexponencial, presente en la literatura, que permite calcular la actividad residual en el paciente en cualquier momento después de la inyección.

Los autores concluyen que, después de cuantificar las distintas posibilidades de exposición a la radiación, procedente de pacientes inyectados con citrato de Ga-67, no hay necesidad de que se tomen precauciones especiales. Sin embargo para mantener el criterio ALARA se recomienda que se evite el contacto directo con el paciente nada más administrarle el radiofármaco, siempre y cuando la atención hospitalaria necesaria no se vea comprometida.

Angel Miñambres Moro  
Residente de Radiofísica del Hospital  
de la Princesa (Madrid)

## Radiation Safety in Nuclear Medicine

Autor: Max H. Lombardi. 1999. 189 páginas. Editado por CRC Press. ISBN 0-8493-1897-1.

Este libro ha sido escrito por su autor con la intención de hacer un texto específico sobre Protección Radiológica (PR) en Medicina Nuclear. Para ello, se ha basado en una serie de manuales y de guías de laboratorio, que les fueron entregados a los alumnos que realizaron un curso práctico en Medicina Nuclear impartido por él. De esta forma, estas guías de laboratorio fueron modificadas constantemente según las necesidades didácticas de los alumnos, así como actualizadas con los nuevos procedimientos de Medicina Nuclear, nuevas legislaciones y nuevas tecnologías de aprendizaje.

Cada capítulo se divide en cuatro secciones:

1. La Razón: Razón por la que se aplican los procedimientos de PR en cada uno de los temas tratados.

2. Los Principios: Base científica de dichos procedimientos.

3. La Práctica: Cómo llevar a cabo tales procedimientos.

4. Los Deberes: Problemas resueltos y propuestos que se encuentran en la práctica diaria de la medicina nuclear.

Además, los diversos apéndices al final del libro proporcionan una rápida referencia sobre las propiedades de los radionucleidos, dosimetría de los procedimientos rutinarios en medicina nuclear, símbolos y abreviaturas, y soluciones a los problemas propuestos.

Con todo ello, este libro podría considerarse como una interesante introducción a cualquier persona que fuera a iniciarse en el campo de la medicina nuclear, o bien como un resumen conciso en materia de PR para las personas que trabajan en dicho campo.

Guadalupe Martín Martín  
Físico residente. Servicio de  
Radiofísica y Radioprotección  
Hospital Universitario La Paz

## Medidas de tasa de dosis en pacientes sometidos a procedimientos diagnósticos en medicina nuclear: implicaciones para el personal y para los niños por exposición de sus progenitores

"Dose rate measurements from radiopharmaceuticals: implications for nuclear medicine staff and for children with radioactive parents" Nucl Med Comm 1999;20:179-187

En este trabajo se estiman las dosis recibidas por el personal técnico y de enfermería de un servicio de Medicina Nuclear (MN), así como por los niños cuyos padres han sido sometidos a exploraciones de MN, para radiofárma-

cos y procedimientos en que, por su reciente introducción, se carecía hasta ahora de datos.

Para los diferentes procedimientos, se realizaron medidas de tasa de dosis con cámara de ionización a los pacientes antes de abandonar el servicio de MN, al nivel de tiroides, tórax y vejiga a distancias de 0.1, 0.5 y 1 m, además, para algunos procedimientos se repetían estas medidas cuando el paciente volvía al Servicio de Medicina Nuclear. Si esto no era posible se estimaban los resultados a partir de los periodos biológicos de los radiofármacos. La dosis se calculaba a partir de la tasa de exposición y los tiempos efectivos de exposición. Para niños, este tiempo se estimó asumiendo un patrón de contacto diario con los progenitores. Para los técnicos se estimaron los tiempos de colocación del paciente, y de adquisición de las imágenes. Para el personal de enfermería se tuvieron en cuenta los distintos tipos de cuidados necesarios para un paciente ingresado, teniendo en cuenta su grado de autonomía.

La máxima dosis estimada para niños, en contacto próximo a sus progenitores, se obtuvo en estudios de perfusión de miocardio con Tc-99m en protocolo de un día (1.53 mSv), estudios con leucocitos y octreótidos marcados con In-111 (0.93 y 0.87 mSv respectivamente), perfusiones de miocardio en protocolo de dos días (0.95 mSv) y estudios de reinyección cardíaca con Tl-201 (0.8 mSv). En el resto de pruebas las dosis fueron mucho menores de 1 mSv.

Para los técnicos se estimó que la dosis recibida por cada estudio sería: 15.8  $\mu$ Sv en estudios completos de perfusión de miocardio con protocolo de un día, y 13.6  $\mu$ Sv con protocolo de dos días; 3.11  $\mu$ Sv en estudios de octeótidos marcados con In-111, y 2.88  $\mu$ Sv en reinyecciones cardíacas. Teniendo en cuenta el número de estudios de cada tipo realizados en este centro y el número de técnicos necesarios para cada estudio, la dosis anual para los técnicos sería 1.75 mSv.

Para el personal de enfermería se estimó un máximo (correspondiente a los pacientes no autónomos) de 341.3  $\mu\text{Sv}$  en perfusión de miocardio con protocolo de un día, 117.1  $\mu\text{Sv}$  con protocolo de dos días, 33.5  $\mu\text{Sv}$  en estudios de leucocitos, 78.1  $\mu\text{Sv}$  en estudios de octeótridos y 39.1  $\mu\text{Sv}$  en reinyecciones cardíacas, para un total de las 8 horas de jornada.

Se concluye que el límite superior de 1 mSv, para el público, puede ser superado por los niños que estén en contacto próximo con sus padres, cuando éstos hayan sido sometidos a varias de estas pruebas. Por otro lado es improbable que la dosis recibida por los técnicos aumente de forma significativa. Por su parte el personal de enfermería al cuidado de los pacientes no presenta una nueva problemática, salvo en casos excepcionales en los que el tiempo que pasan en contacto con los pacientes no autónomos sea muy alto.

*M<sup>a</sup> Angeles Ariza.*

*Residente de Radiofísica del Hospital Marqués de Valdecilla (Santander).*

*Angel Miñambres Moro.*

*Residente de Radiofísica del Hospital de la Princesa (Madrid).*

## Investigadores de la escuela de medicina de la Universidad "Washington" en San Luis, descubren que el C-11 acetato es muy sensible en la detección temprana del cáncer de próstata con la técnica PET

En el número de abril del *Journal of Nuclear Medicine* se publica un estudio que demuestra que la molécula C-11 acetato en la técnica PET es muy sensible en la detección temprana del cáncer de próstata. El estudio ha incluido a 46 pacientes de cáncer de próstata que habían sido previamente sometidos a ope-

• raciones de cirugía prostática o a irra-  
• diación y que presentaban niveles detec-  
• tables del antígeno específico PSA. Los  
• investigadores utilizaron la molécula C-  
• 11 acetato con el objetivo de determi-  
• nar la sensibilidad de esta molécula y  
• compararla con la capacidad de detec-  
• ción de la molécula F-18-FDG normal-  
• mente utilizada. Cada paciente se some-  
• tió el mismo día al diagnóstico con  
• ambas moléculas y las imágenes obteni-  
• das fueron analizadas por dos expertos  
• independientes del equipo de investiga-  
• ción. Se demostró que entre los pacien-  
• tes analizados por tomografía computeri-  
• zada, biopsia y otras técnicas el C-11  
• acetato era más sensible (catorce resulta-  
• dos positivos) que el F-18-FDG (cuatro  
• resultados positivos).

• Es conocido que el cáncer de próstata  
• tiene una tasa de recurrencia del 21% en  
• aquellos pacientes que han recibido tera-  
• pia local definitiva. El tratamiento poste-  
• rior depende de si la enfermedad está  
• localizada o existen metástasis lejanas,  
• por lo que es de interés conocer esta cir-  
• cunstancia. Aunque se reconoce que el  
• nivel de PSA es el indicador más efectivo  
• para determinar la recurrencia de la en-  
• fermedad, se habían probado diversas  
• técnicas de localización mediante ima-  
• gen que no habían resultado fiables.

• El estudio ha sido realizado por inves-  
• tigadores del Instituto Mallinckrodt de  
• Radiología, el Centro Alvin J. Siteman  
• para el Cáncer y el Departamento de  
• Cirugía y Medicina Interna, todos ellos  
• de la Universidad Washington en San  
• Louis, Missouri. El artículo es analizado  
• por investigadores del Centro para la  
• Investigación sobre el Cáncer en  
• Heidelberg, Alemania, los cuales comen-  
• tan que el estudio no incluye la verifi-  
• cación histológica de los resultados.  
• Sin embargo, reconocen que el C-11  
• acetato es posiblemente más sensible  
• para el diagnóstico del cáncer de pró-  
• tata que el F-18 FDG, lo que abre el ca-  
• mino para nuevas investigaciones. El re-  
• sumen del artículo se puede encontrar en  
• la dirección <[jnm.snmjournals.org/cgi/content/abstract/44/4/549](http://jnm.snmjournals.org/cgi/content/abstract/44/4/549)>

## El servicio de medicina nuclear del Hospital Universitario La Paz cuenta con el primer equipo PET/TC en nuestro país

• El Servicio de Medicina Nuclear del  
• Hospital Universitario La Paz cuenta con  
• una de las más novedosas y pioneras  
• técnicas de diagnóstico por imagen: la  
• PET/TC. Se trata del primer sistema ins-  
• talado en nuestro país (LS Discovery PET  
• /TC, General Electric). Esta técnica com-  
• binada integra la tomografía por emisión  
• de positrones (PET) y la tomografía com-  
• puterizada (TC) en un mismo sistema.

• La PET/TC ha introducido la utiliza-  
• ción de TC para realizar la corrección  
• de atenuación de los estudios de emi-  
• sión. Las imágenes obtenidas por co-  
• registro (hardware) permiten la incorpo-  
• ración directa de información anatómica  
• en el proceso de reconstrucción de la  
• imagen, facilitando de esta manera la  
• obtención de estudios de gran calidad  
• (se reducen los artefactos de atenuación  
• y se mejora el contraste). Además, este  
• sistema facilita la obtención simultánea  
• de un mapa anatómico, que es de gran  
• ayuda para la localización de la infor-  
• mación funcional.

• La PET/TC permite la realización de  
• estudios de cuerpo entero bi o tridimen-  
• sionales con gran rapidez, aportando si-  
• multáneamente información metabólico-  
• funcional y anatómica.

• Publicaciones recientes han demostra-  
• do aumentar significativamente la exacti-  
• tud diagnóstica con respecto a las técni-  
• cas empleadas hasta la actualidad. La  
• introducción de PET/TC promete un gran  
• avance en el diagnóstico de diversas pa-  
• tologías, y fundamentalmente en proce-  
• sos oncológicos (estadificación tumoral).

*Mónica Coronado y Luis Miguel*

*Martín Curto*

*Servicio de Medicina Nuclear  
Hospital Universitario La Paz*



## PLAN REGIONAL DE INVESTIGACIONES CIENTÍFICAS E INNOVACIÓN TECNOLÓGICA DE LA COMUNIDAD DE MADRID

Se ha iniciado el diseño del Plan Regional de Investigaciones Científicas e Innovación Tecnológica de la Comunidad de Madrid para el período 2004-2007 (IV PRICIT) en el marco de la Ley de Fomento de la Investigación Científica y la Innovación Tecnológica.

Para la elaboración del IV PRICIT, se han constituido 20 grupos de trabajo compuestos por expertos procedentes de las instituciones de ciencia y tecnología de la Comunidad de Madrid, de empresas y de la Administración Regional.

El grupo de trabajo de "Energía", en lo relativo a protección radiológica, contempla cuatro líneas de investigación: Cuantificación de riesgos provocados por exposiciones prolongadas a bajas dosis; exposiciones médicas y fuentes naturales de radiación; protección del medio ambiente y radioecología, y gestión de riesgos y emergencias.

Los grupos de trabajo tienen como objetivo producir para su área concreta de trabajo un listado de tecnologías y líneas de investigación críticas a medio y largo plazo para la Comunidad de Madrid, en el caso de los grupos dedicados a áreas científico-tecnológicas concretas, y un listado de acciones e instrumentos para la ejecución del Plan, en el caso de grupos sobre aspectos horizontales. El análisis de los resultados de los Grupos de trabajo corresponde al Comité de Seguimiento, órgano que también tiene como misión garantizar el

consenso social e institucional y elaborar propuestas para el IV PRICIT. Está compuesto por representantes de instituciones de ciencia y tecnología de la región, de Consejerías de la Comunidad de Madrid, de la Secretaría del Plan Nacional de I+D+I, de fundaciones dedicadas a la promoción de la innovación tecnológica, de órganos de participación de los agentes sociales y económicos y también representantes de asociaciones y organizaciones empresariales.

En la dirección electrónica <http://www.madrimasd.org/informacion/pricit/default.asp> se puede encontrar más información sobre los grupos de trabajo constituidos y los principales documentos de referencia seleccionados.

En la elaboración del IV PRICIT se concede gran importancia a la participación de sus destinatarios, la cual se pretende facilitar mediante la utilización de Internet como mecanismo de comunicación. Se invita a todos los destinatarios a que envíen sus opiniones o aportaciones a través de los foros que se incluyen en cada grupo de trabajo.

Comité de Redacción

### INFORME DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR SOBRE "PRODUCTOS Y BENEFICIOS DE LOS PROYECTOS DE INVESTIGACIÓN FINALIZADOS EN EL AÑO 2001"

Dentro de la colección Documentos I+D, y con la referencia DID-04.02, el Consejo de Seguridad Nuclear ha publicado recientemente el informe "Productos y beneficios de los proyectos de investigación finalizados en el año 2001". En él se incluyen cinco proyectos directamen-

te relacionados con la protección radiológica y tres con la gestión de residuos radiactivos que se glosan seguidamente:

El proyecto *Evaluación de las dosis de radiación natural, recibidas por la población en el entorno de las centrales nucleares, estudio específico de Campo Arañuelo (Cáceres)* es continuación de un proyecto de investigación anterior -informe CEP-15/11/99, *Evaluación de las dosis de radiación natural recibidas por la población de las zonas en que están ubicadas las centrales nucleares españolas (Proyecto PR-04)*, en el que se dedujo que la dosis a causa de la radiactividad natural en el entorno de la central nuclear de Almaraz es de dos a tres veces superior a la que corresponde a otras centrales nucleares, y que ello se debe al radón-226 que se encuentra en el interior de las viviendas (hasta el 76 % de la dosis media estimada). En esta investigación, realizada por investigadores de la Universidad de Cantabria dentro del Plan Coordinado de investigación entre el CSN y UNESA, se colocaron hasta 380 detectores pasivos de trazas en viviendas y locales de 27 localidades situadas en el entorno de la central y se comprobó la existencia de viviendas, sobre todo en la comarca de La Vera, con altos contenidos de radón, estimando que la dosis media recibida por la población por tal causa puede llegar a 4 millicisievert por año, aunque no se descartan valores puntuales de hasta 25 millicisievert por año. Existe también un informe final del proyecto elaborado por el Plan Coordinado de Investigación, CEP-29/10/2001, *Informe final. Radiación natural en campo Arañuelo*.

El proyecto *Estudio de la transferencia de la radiactividad a los hongos. Interacciones y consecuencias. 2ª fase* es continuación de la primera fase finalizada en 1997, realizada también por investigadores de las Universidades de Extremadura y Alcalá de Henares. El accidente en la central nuclear de Chernobyl-4 puso de manifiesto la capacidad de los hongos para retener el cesio-137 y el estroncio-90 provenientes

de las liberaciones radiactivas de tal accidente; la presencia del cobalto-60 entre los efluentes de las centrales nucleares motivó la adición de este radionucleido al programa de investigación. La investigación de laboratorio, pionera en su género, aportó nuevas técnicas de interés y permitió deducir que: a) la incorporación por vía área es dos órdenes de magnitud superior a la incorporación por otras vías, b) el estroncio se incorpora con preferencia en el pie, mientras que el cesio prefiere el sombrero y las laminillas, y el cobalto no tiene preferencias. En los trabajos de campo se encontraron contaminaciones de hasta 40 Bq/kg en muestras de *Lactarius*, *Hebelomas* y *Tricholomas* pertenecientes al tipo nutricional micorrízico.

El proyecto *Cuantificación de efectos biológicos producidos por radiaciones ionizantes. Estandarización de la técnica FISH para su aplicación en dosimetría biológica retrospectiva* es también continuación de proyectos anteriores realizados sobre el mismo tema por el laboratorio de dosimetría biológica, dosimetría y radioprotección del Hospital General Universitario Gregorio Marañón, con el objetivo de obtener curvas de calibración para su utilización en dosimetría biológica. Mediante la técnica FISH *hibridación in situ por fluorescencia* resulta relativamente fácil realizar el recuento de las translocaciones equilibradas que aparecen en los linfocitos de una persona irradiada. Las translocaciones equilibradas son reparaciones erróneas de las roturas producidas en pares de cromosomas por efecto de la irradiación. Los mecanismos de formación de estas translocaciones son similares a los que forman cromosomas dicéntricos pero resultan mucho más estables que aquellos. La investigación realizada ha conseguido curvas de calibración con una fuerte correlación que permite las estimaciones fiables de la dosis recibida por un individuo, en especial cuando no existen otros métodos de detección.

El proyecto *Desarrollo de una nueva técnica para la detección y evaluación in situ de roturas radioinducidas en el ámbito de secuencias específicas del ADN*, desarrollado entre los años 1999

y 2001 en el Laboratorio de genética molecular y radiobiología del Centro Oncológico de Galicia, es la continuación de una colaboración en tal materia entre el Consejo de Seguridad Nuclear y dicho Centro, que se remonta a 1990. En este último trabajo se ha desarrollado una nueva técnica original que permite estudiar el daño inducido en el genoma y en secuencias específicas del mismo, célula a célula, y detectar posibles variaciones intergenómicas, así como intracelulares y de la radiosensibilidad, todo ello de gran utilidad en la radioprotección y en la dosimetría biológica.

El proyecto *Desarrollo y adaptación del nuevo modelo gastrointestinal para la determinación de las dosis internas* es la continuación de otro proyecto de investigación realizado por Iberinco dentro del Plan Coordinado de Investigación entre el CSN y UNESA, sobre el modelo pulmonar que se describe en la publicación número 66 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica y que dio lugar a la herramienta informática INDAC (Windows 9x/NT). Tal proyecto se encuentra descrito en el documento CEP-13/06/2002, *Informe final. Modelo gastrointestinal* (Proyecto PR-11). La investigación ha consistido en introducir en dicha herramienta informática las características del nuevo modelo, si bien se han dejado abiertos muchos datos del mismo, aún no completamente definidos por el Grupo de trabajo sobre el Tracto alimentario humano de la mencionada institución internacional. Se señala que INDAC es ya una herramienta de uso en todas las centrales nucleares españolas y en el propio Consejo.

El proyecto *Modelización de procesos de transporte reactivo de radionucleidos en medios naturales. Proyecto PETRA*, es uno de los frutos de un amplio esfuerzo de investigación realizado por Ciemat, el Departamento de Matemática Aplicada y Métodos Informáticos de la Universidad Politécnica de Madrid y el Departamento de Ingeniería del Terreno de la Universidad Politécnica de Cataluña con el patrocinio de Enresa y el CSN. En el proyecto PETRA se ha desarrollado una herramienta informática, VISUAL/RETRASO, para estudiar el

transporte de sustancias radiactivas en una variedad de circunstancias y condiciones y se ha aplicado concretamente para elaborar una base de datos adecuada al emplazamiento de El Berrocal, una antigua mina de uranio abandonada, que fue en su día un laboratorio internacional para este tipo de estudios.

El proyecto *Evaluación de la seguridad del almacenamiento en superficie de residuos radiactivos de baja y media actividad (Cond. 17)* es el fruto de un convenio establecido entre el Consejo de Seguridad Nuclear y Ciemat para el mejor cumplimiento de la condición 17 establecida en la autorización provisional de El Cabril, sobre la capacidad de almacenamiento de la instalación y de las celdas individuales. El proyecto se inició participando en un proyecto de investigación coordinado por el Organismo Internacional de Energía Atómica bajo la denominación de ISAM (Improving Long Term Safety Assessment Methodologies for Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities). La metodología desarrollada en el proyecto internacional se aplicó posteriormente al caso de interés, de donde resultaron requisitos específicos que fueron incorporados en la autorización de explotación de El Cabril.

El proyecto *Caracterización de materiales metálicos de desecho con actividad despreciable, susceptibles de desclasificación* es un análisis teórico, llevado a cabo por Empresarios Agrupados dentro del Plan coordinado de investigación entre el Consejo de Seguridad Nuclear y UNESA, que ha producido varios documentos de interés, en los que se cuantifica el inventario potencial de materiales metálicos de desecho que cabe esperar en una central nuclear, se desarrolla una metodología y un procedimiento para caracterizarlos con vistas a sacarlos del control regulador y se definen las especificaciones que han de cumplir los métodos y protocolos de medida de las bajas actividades que se espera encontrar, todo ello con un nivel de confianza superior al 95%. Cabe esperar que el trabajo realizado para los componentes metálicos pueda ser extrapolado al caso de otros tipos de materiales.

El documento que se glosa puede obtenerse del Consejo de Seguridad Nuclear.

Comité de Redacción

## UNESA PUBLICA UN INFORME SOBRE LA SITUACIÓN ACTUAL DE LOS PROGRAMAS DE I+D+I EN EL SECTOR ELÉCTRICO ESPAÑOL Y ESTRATEGIAS FUTURAS

En enero de 2003, el Comité de Energía Nuclear de UNESA hizo público el documento UNESA CEN-8, Rev. 2. *Situación actual de los programas de I+D+I en el sector eléctrico español y estrategias futuras (Informe y catálogo de proyectos de I+D+I)*. El informe "recoge el estado actual de los programas de investigación, desarrollo e innovación nuclear en los que está involucrado el sector eléctrico español, así como las líneas y estrategias presentes y futuras que se contemplan en esta materia" (sic.). El informe añade que durante el periodo 1998-2002 el sector eléctrico ha participado en 180 proyectos nucleares con una inversión media anual de nueve millones de euros. Muchos de estos proyectos se han realizado en colaboración con otras entidades nacionales o del extranjero con una inversión media anual de 48 millones de euros.

El programa actual se divide en trece grandes grupos, de los que tres están directamente relacionados con la protección radiológica, que representan el 2% de la inversión del sector en investigación:

Programa 5: *Protección radiológica de las personas.*

Programa 6: *Evaluación del impacto ambiental.*

Programa 7: *Optimización del impacto radiológico.*

El programa de *protección radiológica de las personas* comprende cuatro áreas:

A5.1. *Modelos de estimación de dosis (básicamente dosimetría interna).*

A5.2. *Técnicas de dosimetría (principalmente dosimetría externa).*

A5.3. *Desarrollo de técnicas de reducción de dosis (ALARA).*

A5.4. *Estudios epidemiológicos (básicamente sobre trabajadores de la industria nuclear).*

Los estudios de estimación de dosis internas se refieren fundamentalmente a los modelos pulmonar y gastrointestinal que se han desarrollado dentro del Plan Coordinado de Investigación entre el CSN y UNESA y que se describen en otros apartados de este mismo número de **Radioprotección** y han dado lugar a la herramienta informática INDAC de amplia aplicación. Las técnicas de *dosimetría externa* han sido también desarrolladas con éxito dentro del Plan Coordinado de Investigación. Sin embargo, en el informe se añade que "los resultados de estos proyectos no han sido, en general, de aplicación directa a las centrales nucleares, tal vez debido a la falta de un *tecnólogo* que fuera capaz de llegar a la industrialización de los productos y conocimientos adquiridos" (sic.). El informe destaca "que no existe un patrón nacional para efectuar calibraciones y verificaciones de la instrumentación para la dosimetría neutrónica o emisores beta y parcialmente las partículas calientes" (sic.), reconociendo que sería necesario potenciar la creación de tales patrones. En reconocimiento de esta circunstancia, **Radioprotección** dedicó el número 34 a analizar la dosimetría de los neutrones.

El desarrollo de las técnicas ALARA se han realizado fuera del Plan Coordinado de Investigación con el CSN pero dentro de planes de investigación amplios, en especial PROFIT 2000. Este programa ha sido descrito en **Radioprotección** 35(10):32, 2003 y ha dado lugar a la herramienta informática SIMU2. El informe reconoce que "la utilización rutinaria de estos productos necesitan un desarrollo adicional para facilitar su particularización a los entornos y geometrías específicas de cada planta que se pretende simular" (sic.).

Los estudios epidemiológicos con colectivos bien identificados de trabajadores expuestos por razón de su profesión en el contexto del estudio a que realiza el Centro del Cáncer de Lyon (IARC), Francia, es la única forma de poder establecer correlaciones entre dosis recibidas y efectos observados para el caso de bajas dosis o bajas tasas de dosis; sin embargo, todavía se está a la espera de los informes definitivos de dicha institución.

El programa 6, relativo a la evaluación del impacto ambiental, incluye dos áreas temáticas:

A6.1. *Evaluación de términos fuente y dosis ambientales en operación normal y emergencias.*

A6.2. *Radiación natural en el entorno de las centrales nucleares.*

Dentro de este programa existen algunos proyectos menores, siendo los más importantes los realizados dentro del Plan Coordinado de Investigación cuyos resultados se analizan en otro apartado de este mismo número de **Radioprotección**.

El programa 7 sobre *optimización del impacto radiológico* incluye dos áreas relacionadas con la gestión de los residuos radiactivos en las centrales nucleares:

A.7.1. *Técnicas de gestión de materiales y residuos.*

A7.2. *Caracterización de materiales susceptibles de desclasificación.*

Los programas de investigación que se incluyen en ambas áreas forman parte del Plan Coordinado de Investigación entre el Sector y el Consejo, en ambos casos con participación de Enresa, y han sido analizados en otros apartados de esta misma sección de **Radioprotección**.

Con respecto a la estrategia para el futuro, en lo que respecta a la protección radiológica se conservan todos los programas anteriores, a los que se añade un nuevo programa relativo a la *gestión del combustible gastado y residuos de elevada actividad*. El informe incluye también un catálogo de los proyectos

realizados y en marcha desde 1998 hasta 2002, ambos años incluidos.

Comité de Redacción

## EL COMITÉ ESTRATÉGICO PARITARIO DEL PLAN COORDINADO DE INVESTIGACIÓN CSN-UNESA HA PUBLICADO EL INFORME DE SITUACIÓN -CON REFERENCIA A DICIEMBRE DE 2002- DE LOS PROYECTOS DE INVESTIGACIÓN QUE SE INCLUYEN EN EL PLAN

El Comité Estratégico Paritario, organismo que regula y controla los proyectos de investigación del Plan Coordinado de Investigación, vigente desde el año 1996, entre el Consejo de Seguridad Nuclear y Unidad Eléctrica, S.A., ha publicado recientemente el informe ECP-28/04/2003, *Informe de situación de los proyectos. Diciembre de 2002*, el cual puede ser obtenido de las instituciones implicadas. El informe se divide en dos partes. La parte A se refiere a los proyectos finalizados en el año 2002, mientras que la parte B incluye los proyectos en curso en dicha fecha. En ambos casos se describen los aspectos administrativos y los cronogramas de la evolución de los proyectos y se incluyen relaciones de los documentos generados. Desde el punto de vista de la protección radiológica y la gestión de los residuos radiactivos, sólo finalizó un proyecto, mientras que en diciembre de dicho año se habían iniciado y estaban en curso de realización tres proyectos, los cuales se glosan seguidamente.

El proyecto *Caracterización de matrices para la gestión óptima de residuos de baja y media actividad (RBMA)* finalizó en abril de 2002 y ha sido documentado de forma separada en el documento CEP-03/04/2003, con el título

*Informe final. "Matrices gestión de residuos" (Proyecto RE-O2)*. El objetivo principal del proyecto ha sido la identificación y caracterización de nuevas matrices de material vítreo -silicoaluminatos y borosilicatos-, como hospedantes de residuos radiactivos de baja y media actividad producidos en la explotación de las centrales nucleares y como alternativa ventajosa a las matrices de hormigón. En este caso, Enresa se unió al Consejo de Seguridad Nuclear y a Unesa como patrocinadora de la investigación, que ha sido realizada por la Fundación INASMET y el Instituto de Cerámica y Vidrio del Consejo Superior de Investigaciones Científicas.

Las matrices producidas, a las que se han añadido residuos simulados en forma de óxidos de hierro, cinc y cobre, como elementos mayoritarios, y níquel, manganeso cromo y cesio, como elementos minoritarios, hasta el 35% en peso, demuestran mantener bien sus características estructurales y microestructurales, hasta al menos el 15% en peso de elementos simulados, mientras que las propiedades mecánicas y la resistencia a la lixiviación quedan mejoradas incluso hasta valores del 35% en peso de los elementos simulados, siendo en general superiores a otras matrices. Sin embargo, los autores del informe indican que el proyecto realizado tiene sólo un carácter fundamental y sus resultados no pueden aplicarse de forma inmediata sin realizar nuevos y más precisos desarrollos. Además, el informe contiene una extensa bibliografía sobre el tema.

El proyecto de investigación *Procedimiento para la estimación de términos fuente durante posibles accidentes en centrales nucleares* tiene como objetivo principal el desarrollo de una herramienta informática que permita estimar la actividad que cabe esperar sea liberada al medio ambiente en caso de accidente y las dosis potencialmente ocasionadas y clasificar la situación de acuerdo con los requisitos del *Plan básico de emergencias nucleares*. Tal herramienta será incorporada a cada central nuclear del parque nacional como un sistema experto adaptado a la configuración de cada instalación. El proyecto se inició

en noviembre de 2002, será llevado a cabo por un consorcio formado por Iberinco, Tecnatom y la Universidad del País Vasco, y se espera que finalice en el primer semestre del año 2004.

El proyecto de investigación *Mejora del sistema nacional de dosimetría interna con contadores de yoduro de sodio* tiene como objetivo fundamental disponer de una metodología apropiada de calibración de los contadores de radiactividad corporal que utilicen detectores de yoduro de sodio, y desarrollar un procedimiento para la adquisición y el análisis de los datos que resulten de la medida de la contaminación interna del personal de explotación de las instalaciones. Pretende también disponer de un nuevo maniquí antropomórfico de calibración y modificar la instrumentación a fin de incorporar los resultados de la investigación. El proyecto se inició en junio de 2002, será llevado a cabo por un consorcio formado por Iberinco y Tecnatom y será completado en el tercer trimestre del año 2004.

El proyecto de investigación *Nuevos desarrollos en el campo de la dosimetría electrónica* tiene como objetivo fundamental la verificación experimental de cuatro equipos de dosimetría electrónica ofertados en el mercado europeo entre 1999 y 2000. El análisis experimental de los sistemas elegidos se llevará a cabo por el Instituto de Técnicas Energéticas de la Universidad Politécnica de Cataluña, siguiendo los requisitos técnicos establecidos por dicha Institución en un proyecto anterior. El estudio requiere una metodología probada para el cálculo de la dosis en la piel y su distribución superficial en condiciones realistas, y la caracterización de los dosímetros elegidos. El proyecto se inició en julio de 2002 y se espera que concluya en el tercer trimestre del año 2003.

## PROYECTOS DE I+D EN EL ÁREA DE INGENIERÍA

La sección de Ingeniería Radiológica y Residuos (IRR) de Iberdrola Ingeniería y Consultoría (IBERINCO) ha desarrollado y está desarrollando productos de I+D

en el ámbito de la protección radiológica en dos áreas fundamentales: Dosimetría Interna y la utilización de las nuevas tecnologías, entre las que destaca el desarrollo de proyectos basados en la Realidad Virtual.

## Dosimetría Interna

IBERINCO, desde la publicación por parte de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) del nuevo modelo Tracto Respiratorio en su publicación nº 66 comenzó a investigar los nuevos modelos metabólicos y su posible implementación en algoritmos matemáticos, cuyo objetivo final sería el desarrollo de una aplicación informática que efectuase cálculos de dosis internas.

Estas primeras investigaciones realizadas por IBERINCO se transformaron más tarde en un proyecto incluido en el marco del Plan Coordinado de Investigación (PCI) CSN-UNESA, PR-03, "Desarrollo del Nuevo Tracto Respiratorio". El objetivo de este proyecto fue el desarrollo de una aplicación informática, que se denominó INDAC (Internal Doses Assessment Code), la cual fuera capaz de efectuar cálculos de dosimetría interna basándose en los nuevos modelos metabólicos publicados por la ICRP, cuya principal dificultad se encontraba en la resolución del modelo Tracto Respiratorio publicado en ICRP-66.

Una vez finalizado el proyecto PR-03, se abordó un nuevo proyecto dentro del marco del PCI CSN-UNESA, en esta ocasión bajo el título: Proyecto PR-11 "Desarrollo y adaptación del nuevo modelo gastrointestinal para la determinación de dosis internas". El objetivo de este proyecto fue el de realizar una adaptación del nuevo modelo gastrointestinal propuesto por el Comité 2 de ICRP, a fin de poder utilizarlo en el cálculo de dosis por ingestión de material radiactivo e introducir dicho modelo dentro de los algoritmos de cálculo de la aplicación informática INDAC.

Como fruto final de los proyectos PR-03 y PR-11, se ha originado la aplicación informática INDAC, que el CSN ha validado como herramienta oficial con la que efectuar los cálculos de dosimetría interna en España.

Actualmente, y dentro del marco de un proyecto PCI, IBERINCO, junto con TECNATOM, está desarrollando el proyecto PR-13: "Mejora del sistema nacional de dosimetría interna por INa", cuyo objetivo es actualizar las metodologías de cálculo de actividades que se efectúan partiendo de los datos adquiridos por los Contadores de Radiación Corporal (CRC). En este proyecto se van a actualizar tanto los procedimientos de calibración, como los phantoms de referencia a emplear en la calibración, así como la puesta en marcha del cálculo de actividades por medio del método de áreas. Se efectuará una actualización de todo el sistema, tanto del software como del hardware, asociado a los CRC.

## Realidad Virtual

IBERINCO analizó las posibilidades de la Realidad Virtual enfocada al sector nuclear, y más concretamente, al área de la protección radiológica. La Realidad Virtual presenta diversas ventajas que justifican su utilización, pero una de las más importantes es la aplicación a entornos en los que la presencia humana está limitada por alguna razón, como lo es el hecho de existir un entorno en el que existe cierto grado de contaminación radiactiva, y, por tanto, la presencia de los trabajadores en este entorno deberá minimizarse. En este tipo de entorno, el poder disponer de un entorno virtual que refleje fielmente el mundo real podrá ser empleado para la optimización de procedimientos, entrenamiento, formación, etc. El Departamento de Generación Nuclear de IBERINCO ha desarrollado diversos proyectos de Realidad Virtual, estando dos de ellos enfocados a la protección radiológica: **CIPRES** (Interactive Calculations of Radiological Protection in a Simulation Environment) y **ACEWO** (Workers Control Access to Nuclear Power Plants).

El proyecto CIPRES es un entorno que simula todos los procesos a efectuar en la recarga de combustible de una central nuclear. El objetivo de este proyecto es el de poder determinar las dosis que recibirían cada uno de los trabajadores

presentes en planta de recarga durante las operaciones de recarga de combustible. De esta forma, CIPRES es una herramienta con la que poder aplicar el criterio ALARA y así minimizar la dosis que recibirán los trabajadores. Para el desarrollo de esta herramienta fue necesario hacer una clasificación de las fases o procedimientos más importantes de la recarga, las cuales serían implementadas en la Realidad Virtual. El usuario podrá en cualquier momento tomar el control de uno de los operadores presentes en planta de recarga y moverse por la misma. En tiempo real, y en función de: a) la fase, b) altura (planta de recarga o fondo de la cavidad) y c) coordenada X e Y, la aplicación muestra al usuario la tasa de dosis. Para ello, fue necesario realizar en primer lugar los cálculos de dosis para cada fase de la recarga, efectuando un mallado de 200 mm de espesor en los que se determina los valores de tasa de dosis. Estos cálculos dosimétricos han sido almacenados en la base de datos a la que consulta la aplicación de Realidad Virtual, y de esta forma ser capaz de mostrar la tasa de dosis.

El proyecto ACEWO es una herramienta de Realidad Virtual que tiene el objetivo de que aquellos trabajadores que tienen que acceder a zona controlada de una central nuclear poseen una herramienta con la que poder entrenarse en todos los pasos necesarios para entrar y salir de zona controlada. Esta herramienta consta de cuatro módulos interdependientes entre sí: a) acceso a zona controlada, donde el usuario se ejercita en los procedimientos necesarios hasta llegar a zona controlada, pasando por el vestuario frío, vestuario caliente y asignación de dosímetro electrónico; b) salida de zona controlada, en el que se ejercita el paso por los pórticos y actuaciones a seguir ante contaminación, asignación de dosis por dosímetro electrónico, paso por vestuario frío y caliente; d) punto de tránsito, en el que el usuario puede aprender el orden en que ponerse o quitarse el mono, guantes, cubrecalzas y cubrecabezas, y e) criterios ALARA, donde el usuario aprende los conceptos de tiempo, distancia y blindaje.

## III Jornadas sobre calidad en el control de la radiactividad ambiental



Acto de inauguración de las Jornadas. De izquierda a derecha, Vicente Serradell, Universidad Politécnica de Valencia; Pedro Carboneras, presidente de la SEPR; Vicente Hernández, vicerrector de Investigación de la Universidad Politécnica de Valencia, y Juan Carlos Lentilo, director técnico de Protección Radiológica del CSN.

Valencia fue el escenario elegido para la celebración, los días 26, 27 y 28 de febrero, de las III Jornadas sobre Calidad en el control de la radiactividad ambiental, organizadas bienalmente de forma conjunta por la Sociedad Española de Protección Radiológica y la Sociedad Nuclear Española con el objetivo de mejorar la calidad en las medidas de radiactividad ambiental.

En estos encuentros se examinan los progresos y los retos de las comisiones técnicas constituidas a raíz de la primera de las reuniones que tuvo lugar en Bilbao. Las comisiones técnicas de *muestreo, preparación, análisis, patrones, equipos e incertidumbres* obedecen a preocupaciones técnicas de los profesionales responsables de controlar la radiactividad del medio ambiente.

Cerca de un centenar de profesionales asistieron a estas jornadas, en cuyo desarrollo participaron activamente debido al interés suscitado por los temas analizados.

Comité de Redacción

## Protocolo de calibración de activímetros

En virtud del interés que ha suscitado entre los profesionales el establecimiento

de métodos operativos de calibración de equipamiento de medida, la SEPR, en colaboración con la SEFM, creó un grupo de trabajo coordinado desde el Ciemat por Eduardo García Toraño para elaborar un protocolo de calibración de activímetros.

Hoy en día la labor de nuestros compañeros Natividad Ferrer y Rafael Plaza ha dado sus frutos en la elaboración de un documento que se encontrará en breve a nuestra disposición en la página electrónica de la Sociedad.

Os animamos desde aquí a utilizarlo con el fin de que atendiendo a las dudas y sugerencias que vayan surgiendo podamos mejorarlo, y felicitamos a las personas que en su elaboración han participado porque consideramos que el trabajo desarrollado es brillante.

Comité de Redacción

## Las radiaciones ionizantes y nuestros genes

El pasado día cinco de abril, en el Salón de Actos de la Real Academia de Medicina, con el patrocinio del Consejo de Seguridad Nuclear, se celebró en Zaragoza una jornada sobre **Las radiaciones ionizantes y tus genes** en la que participaron miembros de la SEPR. Previamente, por el Departamento de Salud, Consumo y Servicios Sociales del Gobierno de Aragón, la Jornada había sido declarada de **interés sanitario** para la Comunidad Autónoma de Aragón.

La Fundación Genes y Gentes, entidad declarada de interés social por el Gobierno de Aragón, tiene su sede central en Zaragoza, y ha nacido con la vocación de apoyar la investigación genética e informar sobre sus aplicaciones. En su Patronato están representados el mundo académico, el sector profesional médico, las personas afectadas y los medios de comunicación. Es considerada como una institución pionera en España por su interés y su preocupación



Las asistentes a la Jornada participaron en un homenaje a la figura de Santiago Ramón y Cajal con motivo de su sesquicentenario ante el monumento erigido en su memoria en la escalinata de la Facultad de Medicina de la Universidad de Zaragoza.

social sobre temas genéticos. Está presidida por el Prof. Dr. Isaías Zarazaga Burillo, catedrático emérito de Genética en la Universidad de Zaragoza y destacado político. A la vista del interés social de la Fundación y reconociendo los efectos dañinos que las radiaciones ionizantes pueden causar en los genes humanos, un grupo de expertos en protección radiológica de nuestra Sociedad no tuvo dudas al aceptar la invitación que les formuló el presidente de la Fundación.

La Jornada fue inaugurada por Rafael Gómez-Lus, presidente de la Real Academia de Medicina, en cuya sede se celebraba la Jornada. El Prof. Gómez-Lus dio la bienvenida a los participantes y se congratuló por haber tenido la ocasión de prestar la sede de la Academia para celebrar tan notorio acto. Seguidamente, en nombre de la presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear, Antonio Gea Malpica, antiguo director técnico del Organismo, glosó las razones del patrocinio ejercido, al reconocer el deber estatutario del Consejo de informar a la sociedad y el deber moral de los expertos en contribuir a dar tal información de forma ponderada y justa. En la Jornada también estuvieron presentes otras destacadas personalidades del Organismo.

La primera parte de la Jornada estuvo moderada por la Prof. Dolores Serrat, decana de la Universidad de Zaragoza, y la segunda parte, por el Prof.





El Dr. Leopoldo Arranz presentando su ponencia sobre los criterios fundamentales de la protección radiológica y su marco legal e internacional.

Fernando Solsona, catedrático y jefe del Departamento de Radiología del Hospital Miguel Servet de dicha ciudad. La Jornada fue seguida por más de setenta personas que representaban un amplio espectro de intereses y edades, las cuales tuvieron ocasión de participar en un coloquio posterior que rebasó con mucho el tiempo inicialmente propuesto. Los organizadores y patrocinadores están preparando un *acta de la reunión*, que incluirá el texto completo de las ponencias presentadas y del coloquio mantenido y que será distribuido a los interesados.

A modo de introducción a la Jornada, y con el título *La naturaleza y riesgos de los isótopos radiactivos y de las radiaciones ionizantes*, la primera ponencia estuvo a cargo del Prof. Eduardo Gallego Díaz, profesor titular del Departamento de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid, quien expuso la naturaleza física de las radiaciones emitidas por los nucleidos radiactivos y por los aparatos generadores de radiaciones ionizantes, así como los daños genéticos y somáticos que se producen en los tejidos y en los órganos del cuerpo huma-

no cuando éste se irradia, tanto en circunstancias normales como en caso de accidente. El Prof. Gallego introdujo también el concepto de dosis de radiación y el de riesgo radiológico, que comparó con otros riesgos a los que están sometidos las personas.

Las aplicaciones médicas de la radiación fueron expuestas por el Prof. Eliseo Vañó, catedrático del Departamento de Radiología de la Universidad Complutense de Madrid, en una ponencia titulada *La utilización de los isótopos radiactivos y las radiaciones ionizantes en medicina*, en la que explicó los usos crecientes de los nucleidos radiactivos y de las radiaciones ionizantes en el diagnóstico de enfermedades y en la terapia, dedicando especial atención a las nuevas técnicas y desarrollos, sin olvidar el elevado grado de seguridad y calidad en la utilización de estas técnicas a fin de proteger a los pacientes, a sus familiares y a los profesionales de la salud, contra los efectos nocivos de las radiaciones. También analizó los avances que para el diagnóstico supone la tomografía por emisión de positrones y otras técnicas avanzadas, así como el futuro de la radiología digital, la telemedicina, los beneficios de los procedimientos intervencionistas y la braquiterapia intravascular, entre otros aspectos.

El reconocimiento de la toxicidad de las radiaciones ionizantes obliga a que su uso esté bien normalizado, por ello la Jornada incluyó una ponencia sobre la reglamentación establecida, que corrió a cargo del Dr. Leopoldo Arranz, jefe del Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica del Hospital Ramón y Cajal de Madrid, y vicepresidente del Congreso IRPA 11. En su ponencia, titulada *Los criterios fundamentales de la protección radiológica y su marco legal e internacional*, explicó las bases de la reglamentación que se ha ido desarrollando a lo largo del tiempo; el sistema de protección aceptado universalmente y basado en los principios básicos de la justificación de las prácticas, la limitación de las dosis y la optimización de riesgos y beneficios; la naturaleza de las directivas europeas y su

transposición obligada a la legislación nuclear, sin olvidar la necesaria protección del paciente.

La sociedad debe conocer, desde el principio, que vive en un mundo radiactivo natural que está siendo medido y vigilado con detalle, por ello se incorporó a la jornada este tema, que fue presentado por el Prof. Rafael Núñez-Lagos, catedrático de Física Atómica, Molecular y Nuclear de la Universidad de Zaragoza, bajo el título *La radiactividad natural y la vigilancia de la radiactividad en el territorio nacional*. El profesor Núñez-Lagos glosó la naturaleza, el origen y el destino de la radiactividad natural, cómo ella se incorpora a los tejidos humanos, en especial el potasio-40 y el carbono-14, y cómo el hombre es irradiado por la radiación cósmica y la terrestre. Seguidamente glosó la naturaleza de los vertidos radiactivos al medio ambiente a causa de las actividades humanas y explicó los programas de vigilancia de esta radiactividad que se llevan a cabo en torno a las instalaciones y en todo el territorio nacional.

Los expertos reconocen que en el seno de la sociedad se ha desarrollado una radiofobia que ha de ser analizada y entendida. El Prof. Agustín Alonso, catedrático de Tecnología Nuclear en la Universidad Politécnica de Madrid, glosó este aspecto en una ponencia titulada *Aspectos éticos en el uso de las radiaciones, la gestión de residuos radiactivos y la energía nuclear*. Partiendo de la declaración de los Derechos Humanos de la Organización de Naciones Unidas, el Prof. Alonso expuso la naturaleza ética del sistema de protección universalmente aceptado, reconociendo, por un lado, los riesgos de las radiaciones y, por otro, los beneficios que se pueden derivar de su utilización tanto para el individuo como para la sociedad en su conjunto, sin olvidar las generaciones futuras. Propuso la creación de una ética dialógica que permita el dialogo racional y fructífero entre todas las partes implicadas.

El **Comité de Redacción de Radioprotección** estima que las actividades de comunicación social de

temas relacionados con la protección radiológica, fuera del marco de los especialistas, como la Jornada que se comenta, deben constituir también una parte esencial de las actividades de la Sociedad Española de Protección Radiológica, en reconocimiento de que su misión fundamental reside en proteger al individuo y a la sociedad, así como al medio ambiente, de los riesgos propios de las radiaciones ionizantes, sin dejar de obtener por ello los frutos ventajosos de su utilización, y que para conseguirlo la población debe ser informada con claridad y ponderación.

Comité de Redacción

## Exploraciones de RADIODIAGNÓSTICO.

### Tarjeta Infantil de Exposiciones a Radiaciones Ionizantes (TIERI)

La Consejería de Sanidad de la Comunidad de Madrid ha iniciado, dentro del Plan Integral de Calidad, un ensayo piloto para la implantación de la **TARJETA INFANTIL DE EXPOSICIÓN A RADIACIONES IONIZANTES**, como fase de aplicación y desarrollo del **Proyecto TIERI**, en el que participan conjuntamente seis hospitales y especialistas en radiodiagnóstico y radiofísica hospitalaria. Desde este marco de actividades para la mejora de la calidad planteado por la Dirección General de Calidad, Acreditación, Evaluación e Inspección, se ha invitado a las correspondientes gerencias de Atención Especializada y Atención Primaria, a las Sociedades Científicas y Colegios Profesionales a unirse activamente a este proyecto.

La finalidad de la tarjeta **TIERI** es evitar la repetición de radiografías a pacientes en edad pediátrica.

De los seis hospitales que participan, en cinco ya se está cumplimentando la tarjeta **TIERI**. En estos centros, se pre-

tende hacer una evaluación de las dosis recibidas por pacientes pediátricos en algunas exploraciones que se han tomado como referencia.

Más información: <http://www.comadrid.es/sanidad/noticias/tieri.htm>

Comité de Redacción

## El programa de doctorado "CIENCIA Y TECNOLOGÍA NUCLEAR" de la UPM propuesto para la Mención de Calidad

ANECA, la Agencia Nacional de Evaluación de la Calidad y Acreditación de la enseñanza superior ha propuesto al Ministerio de Educación, Cultura y Deporte que se conceda la Mención de Calidad al programa de doctorado "Ciencia y tecnología nuclear", que imparte el Departamento de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid.

El programa de doctorado "Ciencia y tecnología nuclear", que se viene impartiendo desde su creación por el Departamento de Ingeniería Nuclear de la UPM, incluye once asignaturas que giran entorno a la ciencia y tecnología de la fusión y de la fisión, la seguridad nuclear y la protección radiológica. Sobre estos dos últimos temas destaca la asignatura Gestión de residuos radiactivos, que se ejecuta en colaboración con el Instituto Artigas y Ciemat y bajo el patrocinio de Enresa. Dentro del área de la protección radiológica también cabe mencionar las asignaturas Impacto radiológico ambiental, Seguridad nuclear y Fiabilidad y análisis de riesgos.

ANECA es una fundación estatal creada recientemente por el Ministerio de Educación, Cultura y Deporte en cumplimiento de lo establecido en el artículo 32 de la Ley de Universidades. Entre sus objetivos figuran: a) Medir y hacer público el rendimiento de la educación superior, y b) mejorar la transparencia y comparabilidad del sistema universita-

rio. La mención de calidad que se cita, también concedida a otros programas y universidades, es el primer acto de ANECA en lo que se refiere a la evaluación de programas de doctorado.

Radioprotección felicita a los miembros de Departamento de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid por la distinción conseguida y les agradece los esfuerzos que realizan en la enseñanza superior de la protección radiológica.

Comité de Redacción

## Se aprueba la Orden ECO/1449/2003 sobre gestión de residuos radiactivos

Los profesionales del sector nuclear y de la protección radiológica se congratulan de la reciente aprobación de la Orden ECO/1449/2003, de 21 de mayo, sobre gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados.

Según esta Orden, publicada en el B.O.E. número 134 de 6 de junio de 2003, el Consejo de Seguridad Nuclear ha aprobado la Guía de Seguridad 9.2 sobre la gestión de los materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en las instalaciones radiactivas, que incorpora las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

El desarrollo del concepto de residuo radiactivo en el ámbito de estas instalaciones permitirá, en un marco de rigor metodológico, simplificar y optimizar las actividades de gestión de estos materiales en España y su control por parte del Consejo de Seguridad Nuclear.

En la página electrónica de la SEPR ([www.sepr.es](http://www.sepr.es)) se puede descargar el B.O.E. número 134 que contiene esta Orden.

# NOTICIAS

d e l

# MUNDO

## El profesor Nils J. Díaz, nombrado presidente de la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos de América



El pasado 31 de marzo, el presidente Bush nombró al profesor Nils Díaz presidente de la Comisión Reguladora Nuclear (NRC) de los Estados Unidos. El Prof. Díaz sustituye al Dr. Richard Meserve, que dejó la Comisión para ser presidente de la institución Carnegie, de Washington (ver *Radioprotección* 35 (10):37, 2003). Los miembros de la NRC han de ser confirmados por el Senado, pero es la Casa Blanca quien nombra al presidente. Como consejero de la NRC, el Prof. Díaz cumple su segundo mandato de cinco años, que finaliza el 30 de junio de 2003. Fue nombrado por vez primera el 23 de agosto de 1996.

Además de las responsabilidades administrativas que corresponden al presidente, el Prof. Díaz ha de participar en el ejercicio y dirección de las funciones de regulación y autorización asignadas a los miembros de la Comisión. Entre

● sus misiones se incluyen la formulación de la estrategia de la institución, la promulgación de reglamentación, el dictado de órdenes específicas, y el establecimiento de las líneas básicas para la protección radiológica de la salud y seguridad del público, la defensa y la protección física de la comunidad y del medio ambiente.

● El Dr. Díaz es profesor *emeritus* de ingeniería nuclear en la Universidad de La Florida. Antes de su incorporación a la NRC y además de sus tareas universitarias, durante once años fue director del Instituto *Innovative Nuclear Space Power* -un consorcio internacional de empresas, universidades y laboratorios nacionales-. También fue presidente e ingeniero principal de la empresa Florida Nuclear Associates, Inc.

● La carrera profesional del Prof. Díaz incluye dos años en California como vicerrector de Investigación de la Universidad del Estado de California en Long Beach. Entre 1971 y 1996 fue asesor de la industria privada, del Gobierno de los Estados Unidos y de varios gobiernos del extranjero en materias relacionadas con la ingeniería nuclear y la energía.

● En el año 1983, poco después de constituido el Consejo de Seguridad Nuclear, permaneció durante un año sabático en España, asesorando a la nueva institución. El Prof. Díaz ha visitado España en muchas ocasiones, donde ha impartido conferencias, participado en reuniones científicas y ha establecido numerosas relaciones con las instituciones y las personas.

● El Dr. Díaz tiene un título de ingeniero mecánico por la Universidad de Villanova, de La Habana, Cuba, un Master y un Doctorado en Ingeniería Nuclear por la Universidad de La Florida. Siguió cursos teóricos y prácticos sobre medicina nuclear y protección radiológica, y obtuvo el título de supervisor de instalaciones nucleares que conservó durante 12 años. Ha publicado

● más de 70 artículos que han sido referenciados sobre cinética y seguridad de reactores, instrumentación y control, obtención de imágenes y ensayos no destructivos, conceptos de reactores avanzados, propulsión y energía para aplicaciones espaciales y combustibles nucleares. Es miembro de la Sociedad Nuclear Americana, de la Sociedad Americana de Ingenieros Mecánicos y de la Sociedad Americana para el Avance de las Ciencias.

● *Radioprotección* se une a la felicitación de los numerosos amigos que el Prof. Díaz tiene en España y le desea los mayores éxitos en su significativa misión en el campo de la seguridad nuclear y de la protección radiológica.

● Elaborado a partir de *NRC News, Office of Public Affairs.*

● *Comité de Redacción*

## Hacia una perspectiva más amplia de la protección radiológica

● **(Glosa del 2nd NEA Forum, in Collaboration with ICRP. The Future Policy for Radiation Protection: A Stakeholder Dialogue on the Implications of the ICRP Proposals. Lanzarote, 2 a 4 de Abril de 2003)**

● El sistema vigente de protección en el ámbito de las radiaciones ionizantes deriva de las Recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), incluidas en la Publicación nº 60 de 1990 y en publicaciones posteriores que han visto la luz en los últimos 12 años. Este sistema, desarrollado a lo largo de más de 30 años, ha ido haciéndose progresivamente más complejo, debido a la necesidad de dar soluciones aceptables a cuestiones tales como la justificación de las prácticas, la optimización de la protección, el uso de límites y de restricciones de dosis, las diferencias entre prácticas e intervenciones, o los tratamientos diferentes en la aplicación del sistema a las exposiciones de trabajadores, pacientes

y público en general. El sistema actual de la ICRP establece cerca de 30 valores numéricos diferentes para tratar de proteger a las personas contra las radiaciones ionizantes en determinadas circunstancias, valores obtenidos asimismo con justificaciones diversas.

La ICRP está madurando nuevas propuestas para presentar nuevas recomendaciones hacia el año 2005, al objeto de consolidar todas las piezas actualmente existentes en un paquete único de recomendaciones, más simple y coherente, que permita además clarificar los principios generales del sistema de protección radiológica, así como incluir una filosofía más coherente para el tratamiento de la radiación natural y una po-



lítica explícita de protección del medio ambiente.

La Agencia de Energía Nuclear de la OCDE (NEA) ha establecido un proceso de diálogo y discusión de las nuevas ideas de la ICRP, auspiciado por el Comité de Protección Radiológica y Sanidad Pública (CRPPH) en colaboración con la propia ICRP, al objeto de incorporar la "voz social" (*stakeholders*) en el proceso de toma de decisiones previo a la publicación de las próximas recomendaciones de la ICRP, previstas para el año 2005. Este proceso tuvo su primer hito en la reunión celebrada a mediados de febrero de 2002 en Taormina (Sicilia), con la discusión de las nuevas ideas sobre la política a aplicar a la pro-



tección radiológica del medio ambiente, y culminará con la celebración de un encuentro final tras la publicación de las nuevas recomendaciones de la ICRP.

En el marco de este proceso, se ha celebrado en Lanzarote, a principios de abril de 2003, un nuevo encuentro, titulado "2<sup>nd</sup> NEA Forum, in Collaboration with the ICRP: The Future Policy for Radiation Protection: A Stakeholder Dialogue on the Implications of the ICRP Proposals", que ha reunido a una centena de especialistas e interesados en la evolución del sistema de protección radiológica.

El objeto específico de la reunión ha sido la discusión de las implicaciones para reguladores, operadores, trabajadores, otros interesados y público en general, de las próximas recomendaciones de la ICRP, tanto de carácter general como para la protección del medio ambiente, cuyos borradores preliminares serán presentados hacia finales del año 2003, y que vendrán a reemplazar al sistema de protección radiológica vigente en la actualidad.

Los resultados de la reunión de Lanzarote han sido altamente prometedores y los mensajes dados a la ICRP constituyen una importante guía para el trabajo aún a realizar de aquí a la publicación de sus próximas recomendaciones, allá por el año 2005.

El primer mensaje a la ICRP es que resulta necesario que aclare si sus nuevas propuestas tienen por objeto propiciar un cambio fundamental del sistema de protección radiológica o si en realidad el objetivo es básicamente la consolidación y simplificación del sistema vigente

para hacerlo más práctico y comprensible. La idea predominante entre los asistentes a la reunión es que el sistema actual, a pesar de sus imperfecciones, es perfectamente válido y no existe una necesidad acuciante de introducir cambios fundamentales.

En este sentido, no se ve la necesidad de publicar nuevas recomendaciones de manera apresurada, prefiriéndose por el contrario un análisis exhaustivo de los cambios a introducir antes que obligarse a culminar el proceso de establecimiento de nuevos objetivos en un plazo fijo. La manera en que las nuevas propuestas de ICRP influirán en la normativa vigente en los ámbitos internacional y nacional ha sido otra de las preocupaciones de los presentes, al no desear un cambio drástico del marco regulador existente y el consiguiente proceso de elaboración de nueva normativa. Es decir, existe una preferencia por una evolución más que por una revolución del sistema.

Se ha sugerido asimismo a la ICRP que trate de evitar la adopción de enfoques excesivamente conservadores a la hora de establecer los valores numéricos para restringir o limitar las dosis, y que trate por el contrario de basar sus recomendaciones en criterios lo más realistas posibles. La razón estriba en que las autoridades reguladoras nacionales imponen a su vez conservadurismos adicionales a los de la ICRP, lo que lleva en definitiva a exigencias innecesarias e injustificadas en algunos casos.

Uno de los mensajes más relevantes ha sido la clara apuesta por la utilidad de los límites de dosis, desde el punto de vista regulador, y la necesidad de



## Simposio sobre SCREENING de MAMA

El día de 5 de noviembre se celebró un simposio en Luxemburgo sobre *screening* de cáncer de mama, de donde se extraen las siguientes conclusiones:

- 1.- No parece que exista la necesidad de cambiar por ahora lo que se refiere a los factores de riesgo de riesgo del informe IRCP 60.
- 2.- Se destaca la importancia del estudio de las proteínas en el diagnóstico y tratamiento del cáncer de mama.
- 3.- En los casos de alto riesgo genético, no se tiene todavía información suficiente como para tomar actuaciones específicas con este grupo de población.
- 4.- Para las mujeres de más de 50 años, parece que ha quedado claro que la mamografía de *screening* es claramente beneficiosa. El número de cánceres detectados es mucho mayor que el de posibles cánceres inducidos por la radiación.
- 5.- Con respecto a la mamografía digital, se necesitan nuevas guías sobre temas de control de calidad y más información sobre dosis y sobre los sistemas de imagen. Se precisará la elaboración de una guía europea sobre el control de calidad y los servicios de la Comisión Europea así lo recogen.

La Dra. Amy Berrington en su tercera ponencia terminó con las siguientes conclusiones:

- 1.- La mamografía es el método ideal actual para la detección precoz del cáncer mamario.
- 2.- Aún no está claro el riesgo-beneficio en el grupo de edad entre 40-49 años.
- 3.- El *screening* en el grupo de edad 50-69 años reduce considerablemente la mortalidad por cáncer de mama.
- 4.- La inducción de cáncer mamario por radiación mamaria disminuye en mujeres de más de 50 años, siendo mayor el riesgo en las mujeres menores de 40 años.

que la ICRP explique mejor sus intenciones al proponer un mayor énfasis en las restricciones de dosis aplicables a fuentes individuales. Se ha instado a la ICRP a evaluar previamente las implicaciones prácticas de aplicar un sistema basado fundamentalmente en las restricciones de dosis.

La defensa del mantenimiento del concepto ALARA y de la dosis colectiva, como indicador y herramienta para gestionar la optimización de las dosis ocupacionales, ha sido otro de los resultados más notorios de la reunión de Lanzarote.

La participación de nuevos agentes en el proceso de toma de decisiones se considera apropiada. No obstante, los métodos para seleccionar a los representantes de la "voz social" (*stakeholders*) resultan cruciales para la transparencia y eficacia del proceso de participación, así como la definición del sistema de financiación de este tipo de actividades.

La clarificación general de la terminología de la ICRP se muestra asimismo como una tarea importante. Las definiciones utilizadas, como por ejemplo restricción de dosis, exclusión o exención, resultan a veces difíciles de interpretar, no existiendo por lo general un entendimiento común ni siquiera entre los propios especialistas sobre su verdadero alcance y significado.

Por último, se reconoce que la protección radiológica del medio ambiente es necesaria y que es útil contar con referencias internacionales. La ICRP debe completar el sistema de protección radiológica para proteger tanto al ser humano como al medio ambiente, y cubrir así las carencias actuales. El desarrollo de un sistema de protección radiológica para las especies no humanas está aún

en fases muy preliminares, y se deberá involucrar a los "stakeholders" en este proceso, de manera que se consiga un sistema que conste de suficiente flexibilidad y tenga en cuenta el enfoque dado a otros contaminantes.

Estoy convencida de que la reunión de Lanzarote ha resultado altamente satisfactoria tanto para la ICRP, que ha obtenido importantes indicaciones para continuar su labor de preparación de futuras recomendaciones, como para los interesados en general en el ámbito de la protección radiológica, que han tenido la oportunidad de participar y expresar libremente sus puntos de vista ante los responsables directos del establecimiento de los principios básicos del sistema de protección radiológica internacional, como para la propia NEA, cuyo proceso participativo en la discusión de las nuevas propuestas se está demostrando como un éxito novedoso en el quehacer tradicional de este tipo de organizaciones internacionales.

El patrocinio del Consejo de Seguridad Nuclear ha supuesto una muestra más de la alta consideración que en el organismo regulador damos a la protección de las personas y del medio ambiente frente a las radiaciones ionizantes y, sin duda, a las actividades en curso relacionadas con la evolución de los principios y criterios del marco de referencia internacional, basado en la importante labor de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), constituyen un ámbito de especial interés y trascendencia en el camino hacia una perspectiva más amplia de la protección radiológica.

Paloma Sendín de Cáceres  
Consejera del CSN

Comité de Redacción

# PUBLICACIONES

## El Consejo de Seguridad Nuclear recibe de la Sociedad Nuclear Española la versión en español del Glosario del OIEA sobre seguridad nuclear y protección radiológica



Por un acuerdo de cooperación entre el Consejo de Seguridad Nuclear y la Sociedad Nuclear Española, ésta ha completado, a través de su Comisión de Terminología, la versión al español del Glosario del OIEA: *Terminología empleada en seguridad nuclear, protección radiológica, gestión de residuos radiactivos y transporte (IAEA Glossary, Terminology Used in Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety)*. La entrega del documento a la Presidencia del CSN tuvo lugar en la sede de este organismo el día 10 de abril de 2003.

La versión traducida del *IAEA Safety Glossary* fue publicada como documento de trabajo en abril de 2000. En ella se recogen y definen cerca de setecientas veinticinco voces y expresiones empleadas en seguridad nuclear, protec-

ción radiológica, gestión de residuos radiactivos y transporte de residuos radiactivos; muchas de estas voces ya habían sido recogidas en publicaciones anteriores del Organismo, pero el Glosario, además de incorporar otras nuevas, revisa y actualiza definiciones y da unidad y coherencia al conjunto.

El *IAEA Safety Glossary* nace como conjunción de las características e identidad del propio Organismo. En primer lugar, de su peculiar y tradicional esfuerzo en la redacción de normativa sobre la seguridad de las instalaciones y su explotación, así como sobre la protección radiológica de las personas y del medio ambiente. En segundo lugar, del reconocimiento de la babel lingüística en la que se realizan las misiones del Organismo. Finalmente, del reconocimiento del dinamismo de las ciencias y tecnologías que cultiva, en las que con frecuencia se crean conceptos nuevos o se modifican sustancialmente los antiguos.

La redacción de normativa tuvo un auge extraordinario en la década de los años setenta, que se completó con la serie NUSS (Nuclear Safety Standards) de documentos, relacionados principalmente con la seguridad de las centrales nucleares, entonces de interés muy generalizado, y sobre el transporte de sustancias nucleares y materiales radiactivos, que constituyen documentos clásicos aceptados universalmente. A este esfuerzo siguió la redacción de otras series de normas, primero relacionadas con la protección contra las radiaciones ionizantes y más tarde con la gestión de los residuos radiactivos. En la década de los años noventa, se constató que era necesario revisar en profundidad las normas anteriores a fin de incorporar los adelantos científicos y técnicos habidos, adaptarse a las nuevas necesidades y corregir términos y conceptos abandonados o contradictorios. Con este fin, se creó una organización compleja que incluye una Comisión general y cuatro Comités para la seguridad nuclear, la protección radiológica, la gestión de los residuos y el transporte, respectivamen-



te. Fue dentro de esta organización donde surgió la idea de construir un *glosario* en inglés- el idioma de trabajo de dicha Comisión y de los Comités- en el que se incluyesen definiciones precisas de los términos de mayor relevancia.

Ya se han publicado en inglés las versiones definitivas de varias decenas de documentos, que se están traduciendo al español y a otros idiomas. En el caso español, tanto la Sociedad Española de Protección Radiológica, como la Sociedad Nuclear Española, están ya participando en dicha traducción por encargo del Consejo de Seguridad Nuclear. Resulta, por tanto obvio que la traducción del *Glossary del OIEA* resultará imprescindible para dar carácter y homogeneidad a tales traducciones.

Con respecto a las lenguas en uso dentro del Organismo, aparte de las oficiales, entre las que se encuentra el español, hay que recordar que las publicaciones del Organismo van dirigidas a sus Estados Miembros, muchos de los cuales no poseen como lengua propia ninguna de las oficiales o que no están en cabeza en cuanto se refiere a las ciencias y técnicas nucleares. Por tales razones, el Organismo extrema la claridad y univocidad de los términos y expresiones que usa en sus documentos y deliberadamente sacrifica la elegancia literaria en aras de aumentar la precisión y evitar ambigüedades, lo que les confiere gran solidez y claridad, características

que se han mantenido en la traducción realizada, pese a los problemas lingüísticos con los que se han enfrentado los traductores.

La traducción al español del documento ha sido realizado por la *Comisión de Terminología de la SNE* con el esmero, rigor y pulcritud habituales en los trabajos de esta Comisión, heredera de otra Comisión, mucho más antigua, creada en la antigua Junta de Energía Nuclear y autora del Diccionario Nuclear de 1979 y de trabajos recientes que vienen siendo publicados en la *Sección de Terminología* de la revista *Nuclear España*, de la SNE. Aunque con total fidelidad al original inglés, el texto español resulta fluido y de fácil lectura y cumple adecuadamente con los buenos usos de nuestra lengua, muy lejos de transliteraciones lingüísticamente pobres, tan frecuente en muchas traducciones técnicas.

A lo largo del texto del documento, siempre que lo han considerado pertinente, los traductores han introducido más de treinta notas a la edición española, en las que aclaran los usos de algunas voces en nuestra lengua o las diferencias entre ellas y sus homólogas inglesas. No obstante, la propia Comisión de Terminología cree que las versiones elegidas para algunos *lemas* pueden resultar controvertidas para otros especialistas; en este sentido, la Comisión se mantiene abierta a escuchar y considerar las opiniones de otros expertos y a mejorar la traducción en sucesivas ediciones. Los autores de la versión española han considerado que este documento puede servir como guía para traducciones, directas o inversas, entre el español y el inglés. Para auxilio de estos posibles traductores, al final de la publicación han incluido dos vocabularios, inglés-español y español-inglés, de los *lemas* contenidos en el Glosario.

El **Comité de Redacción de Radioprotección** entiende que se trata de un documento muy valioso y sólido, tanto por el riguroso y meditado contenido y forma del original inglés como por la buena calidad y fidelidad al mismo de su versión al español. Por ello, espera que el documento sea pronto publicado y distribuido generosamente por el Consejo de Seguridad Nuclear y, pa-

ra cuando sea posible, recomienda su utilización a todos los miembros de la **Sociedad Española de Protección Radiológica** por entender que conviene la adopción de un léxico nuclear en español que facilite el entendimiento entre nosotros, mejore nuestros textos escritos y ayude a evitar la introducción en nuestra lengua de extranjerismos y barbarismos innecesarios. Además, **Radioprotección** se prestará a ser el vehículo de las opiniones de sus lectores sobre cuestiones de terminología y a enriquecer, en la medida de lo posible, el vocabulario español en las ciencias y técnicas de su competencia. Es de esperar que esta versión española del Glosario alcance una amplia difusión y sea acogida favorablemente por los científicos y técnicos de habla española.

Además, **Radioprotección** quiere aprovechar la ocasión para agradecer la iniciativa del Consejo de Seguridad Nuclear de patrocinar una versión digna al español de este documento tan útil, al mismo tiempo que desea expresar su deseo de que el documento sea pronto de dominio público.

Comité de Redacción.

### Guide for the Practical Application of the ICRP Human Respiratory Tract Model

#### ICRP Supporting Guidance 3

Aprobada por el Comité 2 de ICRP en el año 2000

ICRP ha publicado recientemente una guía para la aplicación práctica del modelo humano del tracto respiratorio que ICRP adoptó en 1994 en la *Publicación* 66. Los principales usos de este modelo son prospectivos, para evaluar las dosis y por tanto los riesgos a la salud derivados de exposiciones actuales o futuras a materiales radiactivos en el aire respirable, y retrospectivos para evaluar la cantidad de material radiactivo inhalado a través de las medidas de la radiactividad del cuerpo o de sus excretas.

Este mismo modelo es el que se ha utilizado para calcular los coeficientes de dosis (dosis por unidad de incorporación), dosis equivalentes comprometidas a órganos y tejidos y dosis efectivas comprometidas por inhalación de trabajadores (*Publicación* 68) y miembros del público (*Publicaciones* 71 y 72) y las funciones de retención y excreción de las *Publicaciones* 68, 71, 72 y 78.

ICRP también ha producido un CD ROM (ICRP CD ROM1) con una base de datos muy extensa de coeficientes de dosis para trabajadores y público coherente con los coeficientes de dosis de las *Publicaciones* 68 y 72.

El modelo del tracto respiratorio de 1994 también es el que se utiliza en la interpretación de las medidas de la vigilancia individual de la exposición interna de la *Publicación* 78, que actualiza la *Publicación* 54 y que de nuevo es coherente con los modelos de la *Publicación* 68.

Para todo ello ICRP ha asignado valores numéricos a una serie de parámetros del modelo, tales como el tamaño de las partículas inhaladas, fracciones de deposición en los distintos compartimentos del modelo, tasas de respiración de los distintos grupos de edad considerados, etc. Todas estas variables se consideran ahora como datos de partida (*default*) o valores de referencia y se escogieron como valores típicos o representativos del modelo.

Sin embargo, en algunas situaciones particulares, los valores actuales de muchos de esos parámetros, pueden ser muy diferentes de los valores de referencia. Generalmente, las dosis por incorporación de radionucleidos son muy pequeñas en comparación con los límites o restricciones de dosis, y esas diferencias son irrelevantes. Pero hay otras situaciones, pocas, en las que es conveniente y deseable obtener estimaciones de dosis más apropiadas empleando información más acorde con la situación, e interpretar la información biocinética específica



del sujeto y del material inhalado.

Por tanto el objetivo de esta *Publicación* de ICRP es orientar en la aplicación del modelo del tracto respiratorio en aquellas situaciones en las que utilizando información específica, se obtienen evaluaciones más acordes de la incorporación o de las dosis que empleando los valores de referencia. Orienta en la identificación de aquellos parámetros en los que es importante obtener información específica, en la caracterización y muestreo de los aerosoles y gases, en la determinación de las tasas de absorción de los aerosoles por la sangre desde los pulmones (identificación muy sencilla de la clase de radionucleidos de forma cualitativa), etc.

La publicación dedica un capítulo a cada aspecto del modelo (morfometría, fisiología, deposición, remoción, gases y vapores y dosimetría) y cada capítulo se estructura de la siguiente forma:

- Resumen de cómo el modelo trata el tema del capítulo;
- Información de los valores de referencia de los parámetros más importantes;
- Orientación para escoger entre los valores de referencia;
- Información de cómo las dosis y las magnitudes biocinéticas (retención pulmonar, excreción urinaria y fecal) varían con los valores de algunos parámetros;
- Ejemplos sencillos en el uso de información específica relacionada con el tema.

Los anexos de la publicación (del máximo interés) proporcionan información adicional para aquellos expertos directamente implicados en la aplicación del modelo del tracto respiratorio, orientando en la obtención de los valores de los parámetros relevantes. Se da un breve resumen de la deposición, caracterización y muestreo de los aerosoles, haciendo referencia a información adicional publicada en otros textos, pero con mención explícita a la presencia de materiales con alta actividad específica en pequeñas concentraciones. Se entra en detalle en el tema de la absorción por la sangre del material inhalado (lo que determina la clase del radionucleido), tema del que tradicionalmente ICRP pro-

porciona orientación y para el que no existía una recopilación completa. Se incluyen también algunos ejemplos. Uno de ellos trata de la estimación de la incorporación y de la dosis comprometida de una persona a partir de la información de su vigilancia individual. Otros tratan de la obtención de valores de los parámetros de absorción a través de la información de datos experimentales.

*Eduardo Sollet*

## Memorando de la Comisión Internacional de Protección Radiológica

En el mes de junio de 2003, la revista *Journal of Radiological Protection* publica un Memorando de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), en el que se recoge la evolución que ha sufrido con el tiempo el sistema de protección radiológica y se justifica la necesidad de nuevas recomendaciones por parte de ICRP.

La ICRP ha estado discutiendo de forma intensa en los últimos años sobre la mejor manera de expresar la filosofía de la protección radiológica en sus nuevas recomendaciones, que está previsto se publiquen en el año 2005. Las recomendaciones actuales se iniciaron con la *Publicación 60* en 1990 y han sido completadas con publicaciones adicionales en los últimos doce años. Actualmente la ICRP tiene claro que hay una necesidad de que la Comisión resume todos los valores numéricos que se han ido dando a lo largo de cerca de diez publicaciones. Esto es lo que se hace en este trabajo, y se indica un modo para producir una declaración simplificada y más coherente de la filosofía de la protección para comienzos del siglo 21. No se pretende una modificación radical sino una declaración coherente de la política actual y una simplificación en su aplicación.

En la publicación se describen sucintamente las últimas recomendaciones de la ICRP publicadas en 1977 y 1990, destacando sus diferencias. Se describen asimismo las principales características de las recomendaciones vigentes y

cuáles son los principales cambios que se quieren introducir para llegar al sistema de protección del año 2005, el cual también se describe en el trabajo. Se tratan aspectos relacionados con los factores que intervendrán en la elección de las nuevas restricciones (*constraints*), la optimización de la protección, la exclusión de fuentes y exposiciones, las fuentes naturales, las magnitudes dosimétricas, la exposición a radiación de los pacientes y de la protección del medio ambiente. En definitiva se tratan todos aquellos aspectos que se pretende variar en las recomendaciones de 2005. El texto completo del artículo se encuentra en la dirección electrónica <http://www.iop.org/EJ/toc/0952-4746/23/2>

*Comité de Redacción*

## ICRU Report 68. "Retrospective Assessment of Exposure to Ionizing Radiation".

[*Journal of the ICRU*, vol. 2, nº 2]. 2002.

Han sido definidas cantidades de dosis básicas utilizadas en reconstrucción de dosis siendo revisados los métodos de reconstrucción de dosis basados en la medidas realizadas en individuos: resonancia paramagnética del electrón (EPR), medidas con esmalte de dientes, análisis de cromosomas dicéntricos y translocaciones, contaje de micronúcleo en linfocitos, ensayos de mutaciones somáticas y medidas de la actividad de radionucleidos en el cuerpo humano.

Los métodos de medida basados en el medio ambiente incluyen métodos de luminiscencia aplicados a minerales para determinar la dosis absorbida en cerámica, como ladrillos o trozos de porcelana, espectrometría de masas para





la determinación de pequeñas cantidades de radionúclidos de semiperiodo físico largo, métodos basados en medidas de tasa de dosis absorbida en aire y modelos basados en las actividades de radionúclidos en el medio ambiente.

La aplicación de diversos métodos de reconstrucción de dosis en los mismos individuos ha sido revisados en los supervivientes de la bomba atómica de Hiroshima y Nagasaki (sistema dosimétrico DS86, EPR con diente, aberraciones cromosómicas en linfocitos y ensayos somáticos de mutaciones) y en los trabajadores de la Mayak Production Association (dosímetros de película, EPR de dientes, fluorescencia de linfocitos por hibridación in situ (FISH). Los ejemplos de la reconstrucción de dosis absorbidas en el medio ambiente son en Hiroshima y Nagasaki (medidas de luminiscencia, AMSB y método DS86 ), el test de Nevada (medidas de actividad de <sup>137</sup>Cs en suelos, termoluminiscencia de ladrillos y medidas de tasa de dosis gamma en aire), y establecimientos contaminados por el accidente de Chernobil (métodos de luminiscencia y modelos de medida de actividad de <sup>137</sup>Cs en suelos). El informe concluye con una descripción de las condiciones de aplicación del método de reconstrucción de dosis.

*Comité de Redacción*

**Annals of the ICRP.  
Publication 89. Basic  
Anatomical and Physiological  
Data for Use in Radiological  
Protection: Reference Values.**

**0-08-044266-8.2002.**

**Más información:  
[www.icrp.org/products.asp](http://www.icrp.org/products.asp)**

Este informe detalla la información sobre la edad y diferencias relacionadas según el género de las características anatómicas y fisiológicas de los individuos de referencia. Estos valores de referencia son necesarios para la dosimetría en la aplicación de la protección radiológica para trabajadores expuestos y miembros del público.

El objetivo de este informe es el de consolidar y unificar en una publicación la nueva información sobre los valores de referencia anatómicos y fisiológicos indicados en la Publicación 23 del ICRP en 1975. Hay dos aspectos de este trabajo. El primero es revisar y ampliar la información en la Publicación 23. El segundo debe proporcionar la información adicional sobre la variación individual entre individuos que son resultado de diferencias de la edad, el género, la raza y de otros factores.

Este nuevo informe presenta una serie de valores de referencia para el y macho y la hembra en tramos de seis años diferentes: recién nacido, 1 año, 5 años, 10 años, 15 años y adulto. Para seleccionar los valores de referencia, la Comisión ha usado datos sobre europeos y norteamericanos porque estas poblaciones han sido estudiadas en lo que concierne a su anatomía y fisiología. Las comparaciones han sido realizadas entre los valores de referencia escogidos y datos de varias poblaciones asiáticas.

La primera parte del informe proporciona las tablas de todos los parámetros anatómicos y fisiológicos dados como valores de referencia en esta publicación. Estos resultados dan una visión de conjunto de valores de referencia para un individuo como son la influencia de la edad y el género. La segunda parte describe las características de importancia dosimétrica para el embrión y el feto. Proporcionan la información sobre el desarrollo del cuerpo total y el engranaje de distribución de aspecto y el desarrollo de los diferentes sistemas de órganos. Proporcionan valores de referencia sobre la masa del cuerpo total y órganos seleccionados y tejidos, así como unos parámetros fisiológicos. La tercera sección se ocupa de los valores de referencia de las características importantes anatómicas y fisiológicas de individuos de referencia del nacimiento a la edad de adulto. Esta parte comienza con detalles sobre el crecimiento y la composición del cuerpo total en machos y hembras. Describe y cuantifica las características anatómicas y fisiológicas de varios órganos y sus cambios durante el nacimiento, desarrollo y embarazo.

Los valores de referencia son especificados para las características de importan-

cia dosimétrica. La parte final da un resumen breve de la composición elemental de individuos. Enfocando a los elementos de importancia dosimétrica, se presenta la información sobre el contenido en el cuerpo de 13 elementos: calcio, carbono, cloruro, hidrógeno, yodo, hierro, magnesio, nitrógeno, oxígeno, potasio, sodio, azufre y fósforo

*Comité de Redacción*

**Annals of the ICRP.  
Publication 90: Biological  
Effects after Prenatal  
Irradiation (Embryo and  
Fetus).**

**0-08-044265-X. 2003.**

**Más información:  
[www.icrp.org/products.asp](http://www.icrp.org/products.asp)**

En las recomendaciones realizadas por el ICRP en 1990 consideraba el riesgo de la exposición a radiación en el desarrollo. Este informe revisa con carácter crítico los datos experimentales en animales de los efectos biológicos y las evaluaciones de estudios en humanos después de la exposición prenatal.

Este informe discute los efectos de la radiación y la exposición en los periodos de preimplantación y los efectos durante la organogénesis y la fetogénesis. Se discute la etiología de los efectos a largo plazo durante el desarrollo del cerebro, como evidencia de los estudios realizados en individuos debido a la irradiación en útero y los procesos neurológicos y mentales. Se presentan experimentos realizados en animales de experimentación y riesgo carcinogénicos en la irradiación en útero, se discute la epidemiología del cáncer en niños, y se establecen una serie de preguntas y necesidades de experimentación en el futuro.

Este informe reitera que el embrión y el feto de los mamíferos presentan una radiosensibilidad alta durante el desarrollo prenatal. La naturaleza y la radiosensibilidad de los efectos biológicos dependen de la dosis y del estadio del desarrollo durante la irradiación. Estos efectos, estudiados tanto en experimentación animal

como en individuos, son discutidos detalladamente. El informe concluye indicando que los hallazgos encontrados complementan y refuerzan las recomendaciones de la ICRP.

*Comité de Redacción*

## IAEA Tecdoc Series: Combined methods for liquid radioactive waste treatment. Combined Methods for Liquid Radioactive Waste Treatment Details.

IAEA TECDOC Series n° 1336 (2003)



El proyecto coordinado de métodos combinados para el tratamiento de residuos líquidos radiactivos fue iniciado en 1997 con el fin de identificar, intercambiar información y resultados de la experimentación, y definir su aplicación en eficiencia en el tratamiento de los diferentes residuos radiactivos. Se han detectado ventajas sustanciales en la aplicación y selección y combinación de uno o dos métodos y su aplicación consecutiva o simultánea para el tratamiento de residuos líquidos radiactivos. Esta aplicación proporciona una reducción de los residuos y su tratamiento en una única instalación.

La investigación y el desarrollo en este campo contribuirá a un cambio sustancial en la seguridad y los costes de los sistemas de gestión de los residuos radiactivos. En este proyecto han intervenido 12 países desarrollando 14 temas de investigación relacionados, y su implementación se ha discutido en diferentes encuentros celebrados en Corea (Nuclear Environment Technology Institute, Korean Electric Power Corporation, 18–22 May 1998), en China (China Institute of Atomic Energy 10–14 April 2000) y en Bélgica

(Nuclear Research Center SCK/CEN 8–19 October 2001). El programa del ICRP está orientado no sólo a la investigación, sino también al desarrollo y la aplicación de nuevos y combinados métodos de tratamiento de residuos radiactivos con el fin de incrementar la eficiencia del mismo. Algunos de estos procesos combinados se han aplicado en el tratamiento de los residuos generados en la actualidad a escala en una planta piloto.

*Comité de Redacción*

## Technical Reports Series: Decommissioning of Small Medical, Industrial and Research Facilities.

Technical Reports Series n° 414.  
2003.



La mayor parte de la literatura existente sobre desmantelamiento trata los aspectos tecnológicos y otros de descontaminación y el desmontaje de grandes instalaciones nucleares como

centrales nucleares, plantas de pretratamiento, prototipos de investigación y reactores de prueba. Sin embargo, la mayoría de instalaciones nucleares son más pequeñas en tamaño y complejidad y presentan un riesgo bajo en su desmantelamiento. Tales instalaciones como departamentos de hospitales de radioterapia o laboratorios, de radiodiagnóstico y fábricas que usan el material radiactivo, etc., a menudo son asociadas con la percepción errónea de que su desmantelamiento o clausura es trivial, siendo la actividad de prioridad baja. Bajo estas circunstancias deben existir los requisitos mínimos y estrategias, ya que pueden ser desatendidos en el desmantelamiento, unas circunstancias que causan gastos innecesarios, retrasos y, posi-

blemente, cuestiones de seguridad, como la pérdida de fuentes de radiación.

El objetivo de este informe es destacar puntos importantes en el desmantelamiento de pequeñas instalaciones nucleares utilizando la experiencia de algunos Estados miembros y la experiencia de legisladores, operadores, gestores de residuos y otros partes implicadas. En los años 90 se han publicado dos informes técnicos del OIEA para dirigir la planificación del desmantelamiento y la dirección, la Planificación y la dirección para el desmantelamiento de reactores de investigación y otras pequeñas instalaciones nucleares (I Serie de Informes Técnica n° 351, 1993) y Técnicas de desmantelamiento para reactores de investigación (Serie de Informes Técnica n° 373, 1994), pero en ningún documento del OIEA expresamente ha sido indicada el desmantelamiento de instalaciones más pequeñas. Un esbozo preliminar fue preparado por un consultor de OIEA, A. Brown del Reino Unido, y también se realizaron revisiones con el secretario científico del OIEA, M. Laraia, de la División de Ciclo de Combustible Nuclear y la Tecnología de Residuos.

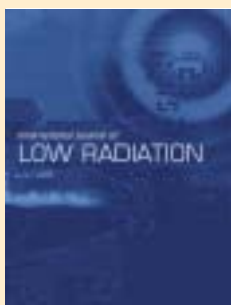
Después de realizar un borrador preliminar se han llevado a cabo una serie de reuniones con consultores, en los que están incluidos la participación de expertos internacionales. La contribución posterior de otros expertos en la revisión del documento también será tenida en cuenta.

*Comité de Redacción*

## International Journal of Low Radiation.

Vol. 1, n° 1, 2003. Más información en <http://lowrad.wonuc.org>.

Esta revista de reciente aparición, en marzo de 2003, está dedicada a la publicación de los trabajos científicos de investigación, monográficos y notas técnicas en los ámbitos relativos a las bajas dosis de radiación, los efectos en los seres humanos y en el medio ambiente, los efectos en la experimentación *in vivo* y/o *in vitro*, la normativa y control, la estimación del riesgo y la percepción



del público. Está prevista la publicación de cuatro números por año. En el número 1 de la misma se incluyen los siguientes artículos:

- Efecto carcinogénico de las dosis bajas: La validación de la relación no lineal en el umbral de dosis.
- Posible implicación en la radiación inducida: efectos en protección radiológica.
- Cambios en la filosofía del ICRP. La evolución de la ética y principios de la protección.
- Estudios en del riesgo de cáncer de pulmón por la exposición a radón.
- Células inmunes en los trabajadores expuestos en Chernobil a bajas dosis de radiación.
- Evidencia de la radiación en humanos expuestos a bajas dosis de radiación.
- Análisis de cáncer de mama en Massachusetts, fluoroscopia TB y en lo supervivientes de la bomba A japonesa, teniendo en cuenta el error dosimétrico y curva de dosis respuesta en la bomba A japonesa: Ausencia de evidencia de la reducción del riesgo después de irradiación fraccionada.
- Estudio de radiosensibilidad en cromosomas utilizando la técnica de micronúcleo en una población de trabajadores expuestos.
- Estudios *in vitro* del daño en la membrana oxidativa y apoptosis de la radiación inducida en timocitos de ratón.
- Una base de datos de la inducción de bajas dosis de radiación en mamíferos: Punto de vista y observaciones preliminares.
- Efectos de la exposición crónica, interna y externa al radón, curva dosis-efecto por debajo de 200 mGy.
- Supresión de los procesos cancerígenos en ratón por efectos crónicos a bajas dosis de radiación gamma.
- Baja respuesta de dosis en linfocitos humanos *in vitro* y su dependencia en el estado antioxidante de los donantes.

Comité de Redacción

## Predisposal Management Low and Intermediate Level Radioactive Waste Safety Guide.

Safety Standards Series nº WS-G-2.6. (2003).



Los residuos generados en instalaciones de investigación y en las aplicaciones nucleares en la industria y en la medicina son mucho más variados en su composición

que los producidos en las instalaciones nucleares, aunque su actividad y contenidos en radionucleidos son mucho más bajos. Debido a esta variabilidad y diversidad, es necesario realizar un control en todas las etapas en su generación.

Su gestión comprende todos los pasos y actividades según las normas establecidas. Está incluido el pretratamiento de los residuos, desde su generación inicial hasta su aceptación final en instalaciones de seguridad o en otras instalaciones, y su gestión fuera del control regulador. Las gestiones de pretratamiento, tratamiento, acondicionamiento, desmantelamiento, almacenamiento y de todas las actividades relacionadas con el transporte, y las relacionadas con la caracterización inicial de los residuos, diferentes residuos, contenedores indicados en todas las etapas de la gestión antes del envío y los utilizados para su evacuación convencional si no están incluidos dentro del control regulador. El pretratamiento incluye también el desmantelamiento de instalaciones nucleares.

Hay que tener en cuenta que estos residuos pueden presentar otros riesgos debido a sus característica físicas, químicas o patológicas, por lo que hay que tenerlas en cuenta en el proceso de gestión de estos residuos

Los diferentes apartados de la publicación son los siguientes: 1) protección

de la salud y del medio ambiente; 2) normas y responsabilidades de la administración; 3) medidas de seguridad; 4) consideraciones en el pretratamiento de los residuos de media y de intermedia actividad; 5) recomendaciones en la gestión previa de los líquidos de media e intermedia actividad, diseño, medidas e instalaciones, y requisitos de aceptación; 6) recomendaciones de registro e información; 7) seguridad y controles del medio ambiente, y 8) controles de calidad. En un apéndice están indicadas las características de estos residuos. En el Anexo I se presenta un sumario de todos los pasos en la gestión: en el anexo II lista de las condiciones, procesos y sucesos para su consideración en evaluaciones de seguridad.

Comité de Redacción

## 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.



El dossier monográfico de la mencionada revista correspondiente al mes de marzo de 2003, correspondiente al número 151, es el relativo a **La seguridad nuclear y la protección radiológica en Francia en el año 2002**. En el mismo se realiza una revisión del estado actual en esta materia y la puesta a punto y la nueva organización debida a la reforma institucional llevada a cabo en febrero de 2002. El sumario es el siguiente:

- Introducción. André-Claude Lacoste, director general de la seguridad nuclear y la protección radiológica –DGGSNR.
- La protección radiológica de los pacientes: Una prioridad para la ASN (autoridad para la seguridad nuclear).
- El radón.
- La misión de las inspecciones en protección radiológica.
- Las revisiones de la seguridad de las centrales nucleares.
- Las instalaciones nucleares ante el riesgo sísmico.
- Los procedimientos reglamentarios relativos al establecimiento COGEMA en La Hogue.
- El desmantelamiento de centrales nucleares.
- Los trabajos de la asociación WEN-RA para la armonización de las normas

de seguridad de los reactores.

- Organigrama de la Autoridad de Seguridad Nuclear en Francia (1 de marzo de 2003).

En el número de la revista mencionado se inserta un anuncio sobre el próximo dossier o monográfico que versará sobre el desmantelamiento de las centrales nucleares.

Todos los interesados en los monográficos que han ido apareciendo en la revista (a partir del número 107) pueden solicitarlos a la siguiente dirección: Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection. 6 Place du Colonel Bourgoïn.75572 Paris Cedex 12. Francia.

Leningrad Region, Nuclear Society of Russia, SREC, NUCLIDE, GI VNIPIET, Radium Institute named after V.G. Khlopin Research and Production Association, MOST, RESTEC.  
<http://www.graph.runnet.ru/alpha/ap.html>

• **IRPA Regional Congress. Clearance Levels and Materials Release. Environmental Impact Assessment of Workplaces or Facilities with Radiation Sources.**

22-26 de septiembre de 2003. Bratislava, Eslovaquia. Organizado por Slovak Society of Nuclear Medicine and Radiation Hygiene en colaboración con Austrian Association for Radiation Protection, Croatian Radiation Protection Association, Czech Society for Radiation Protection, German-Swiss Radiation Protection Association, Health Physics Section of the Roland Eötvös Physical Society of Hungary, Italian Radiation Protection Association, Polish Radiation Protection Association, Romanian Society for Radiological Protection, Radiation Protection Association of Slovenia. Más información en <http://www.upkm.sk/ipcm/indexe.html>

• **9th Neutron Dosimetry Symposium- Advances in Nuclear Particle Dosimetry for Radiation Protection.**

Del 28 de septiembre al 3 de octubre de 2003. Delft, Holanda. Organizado por Delft University of Technology, Interfaculty Reactor Institute, European Radiation Dosimetry Group, en colaboración con Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, USA, Department of Energy y European Commission. Más información en <http://iriexp.iri.tudelft.nl/~neudos9>

**OCTUBRE:**

• **II Curso de tecnología y seguridad nuclear.**

Octubre de 2003-enero de 2004. CIEMAT. Av. Complutense nº 22. Madrid. Curso organizado por el

## CONVOCATORIAS

**AGOSTO:**

• **12th International Congress of Radiation Research (ICRR).**

17-22 de agosto de 2003. Brisbane, Australia. Más información en la dirección: <http://www.icrr2003.org>

• **World Congress on Medical Physics and Biomedical Engineering.**

24-29 de agosto de 2003. Sydney, Australia. Organizado por la International Union for Physical and Engineering Sciences in Medicine (IUPESM), la International Federation for Medical and Biological Engineering (IFMBE) y la International Organization for Medical Physics (IOMP). Para más información consultar la dirección electrónica: <http://www.wc2003.org/index.html>

**SEPTIEMBRE:**

• **International Conference on National Infrastructures for Radiation Safety: Towards Effective and Sustainable Systems.**

1-5 septiembre 2003. Rabat, Marruecos. Más información en:

<http://www.iaea.org/worldatom/Meetings/2003>

• **Environmental Radioactivity and Low-Background Radioactivity Monitoring in Service to the Society.**

7-11 de septiembre de 2003. Nueva York, EE.UU. Organizado por la American Chemistry Society. Más información en: <http://www.cofc.edu/~nuclear/FutureMeetings.htm>

• **II Conferencia internacional de formación en protección radiológica. Estrategias de futuro.**

17-19 de septiembre de 2003. Madrid, España. Organizada por CIEMAT, ENRESA, CSN, SEPR, SNE y SEFM. Más información en la dirección electrónica: [www.ciemat.es/convocatorias/eventos/ind\\_eventos.html](http://www.ciemat.es/convocatorias/eventos/ind_eventos.html)

• **Conference on Radiation Safety: Transportation of Radioactive Materials.**

22-25 de septiembre de 2003. St. Petersburg, Rusia. Organizada por el Ministry for Atomic Energy of the Russian Federation, St. Petersburg City Administration and Government of

CIEMAT con la colaboración de UPM, CSN y empresas del sector y patrocinado por ENUSA, UNESA y ENRESA. Para más información consultar la dirección electrónica [www.ciemat.es/convo-catorias/cursos/ind\\_cur.htm](http://www.ciemat.es/convo-catorias/cursos/ind_cur.htm) o contactar con [susana.falcon@ciemat.es](mailto:susana.falcon@ciemat.es)

## • 29 Reunión anual de la Sociedad Nuclear Española.

1-3 de octubre de 2003. Zaragoza, España.

Más información en: <http://www.sne.es>

## • International Conference on Emergency Services Personnel: Responding to Radiation Accidents.

2-3 octubre 2003. Gatlinburg, Tennessee, EE.UU. Más información en la dirección:

<http://www.orau.gov/reacts/conf2003/default.htm>

## • International Conference on the Protection of the Environment from the Effects of Ionizing Radiation.

6-10 de octubre de 2003.

Estocolmo, Suecia. Organizado por la IAEA, en colaboración con UNSCEAR, European Commission and IUR. Más información en:

<http://www.iaea.org/worldatom/Meetings/2003>

## • First International Meeting on Applied Physics 2003.

15-18 de octubre de 2003.

Badajoz, España. Organizado por la Universidad de Extremadura, Innovatex y Formatex. Más información en:

<http://www.formatex.org/aphys2003/aphys2003.htm>

## • 3rd The Effects of Low and Very Low Doses of Ionizing Radiation on Human Health.

21-23 de octubre de 2003. Teheran, Iran. Organizado en cooperación con Tehran Medical Sciences University, Iranian Atomic Energy Organization, Iranian Medical Physics Associations y Shahid Beheshti Medical Sciences University. En la dirección electrónica <http://lowrad.wonuc.org/> dentro del

apartado SCIENTIFIC EVENTS WORKSHOP. NUC se puede acceder a la página del congreso. También se puede obtener más información contactando con: [smr-aghmiri@cc.sbu.ac.ir](mailto:smr-aghmiri@cc.sbu.ac.ir)

## • 9th International Symposium on Radiation Physics (ISRP-9) and the Workshop on Radiation Based Analytical Techniques.

24-31 octubre de 2003. Cape Town, Sur África.

Más información en: [www.isrp9.tlabs.ac.za](http://www.isrp9.tlabs.ac.za).

## • 7th European Alara Network Workshop: Decommissioning and Site Remediation.

29-31 de octubre de 2003. Amhem, Holanda. Para más información contactar con Mr F. Van Gemert (NRG): [vange-mert@nrg-nl.com](mailto:vange-mert@nrg-nl.com) o visitar la página electrónica <http://ean.cepn.asso.fr> (apartado "Workshops").

## NOVIEMBRE:

## • Curso de metrología y calibración de radiaciones ionizantes en el área de radiofísica hospitalaria.

3-7 noviembre 2003, Madrid, España. Organizado por la SEFM. Duración: 28 horas. Más información en <http://www.sefm.es>.

## • VI Congreso regional sobre seguridad radiológica y nuclear. Congreso regional IRPA. III Congreso iberoamericano de Sociedades de protección radiológica.

9-13 de noviembre de 2003. Lima, Perú. 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). Para más información contactar con [medina@ipen.gob.pe](mailto:medina@ipen.gob.pe) o consultar la página del Congreso en [www.radioproteccion.org.pe](http://www.radioproteccion.org.pe)

## • International Conference on Research Reactor (Utilization, Safety, Decommissioning, Fuel and Waste Management).

10-14 de noviembre de 2003. Santiago, Chile. <http://www.pub.iaea.org/MTCD/Meetings/Meetings.asp>

## • Training Course on Internal Exposure Monitoring Programmes.

Fechas provisionales: 24-25 noviembre 2003. París, Francia. Más información en:

<http://www.eurados.org/pages/news.htm>

## 2004

### ENERO:

## • Curso de "Dosimetría interna".

Enero de 2004. CIEMAT, Madrid, España. Para más información enviar un mensaje a la dirección [ana.calle@ciemat.es](mailto:ana.calle@ciemat.es)

### MAYO:

## • ICRS-10 - Tenth International Conference on Radiation Shielding and RPS 2004 - Thirteenth Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division of the American Nuclear Society.

9-14 de mayo de 2004. Madeira, Portugal. Organizado por el ITN (Nuclear and Technological Institute, en Lisboa) con la colaboración de la NEA (Nuclear Energy Agency), la OECD (Organization for Economic Co-operation and Development), la ANS (American Nuclear Society), el RSICC (The Radiation Safety Information Computational Center, Oak Ridge National Laboratory) y el apoyo de diversas instituciones europeas, de EE.UU. y Japón. Para más información contactar con la página electrónica de la conferencia. <http://www.itn.mces.pt/ICRS-RPS>