

# 48

Director del capítulo  
*Robert N. Cherry, Jr.*

### Sumario

Introducción <i>Robert N. Cherry, Jr.</i> . . . . .	48.2
Biología radiológica y efectos biológicos <i>Arthur C. Upton</i> . . . . .	48.4
Fuentes de radiación ionizante <i>Robert N. Cherry, Jr.</i> . . . . .	48.11
Diseño de puestos de trabajo para seguridad radiológica <i>Gordon M. Lodde</i> . . . . .	48.18
Seguridad radiológica <i>Robert N. Cherry, Jr.</i> . . . . .	48.26
Planificación de medidas y gestión de accidentes radiológicos <i>Sydney W. Porter, Jr.</i> . . . . .	48.34

## ● INTRODUCCION

**Robert N. Cherry, Jr**

La radiación ionizante está en todas partes. Llega desde el espacio exterior en forma de rayos cósmicos. Está en el aire en forma de emisiones del radón radiactivo y su progenie. Los isótopos radiactivos que se originan de forma natural entran y permanecen en todos los seres vivos. Es inevitable. De hecho, todas las especies de este planeta han evolucionado en presencia de la radiación ionizante. Aunque los seres humanos expuestos a dosis pequeñas de radiación pueden no presentar de inmediato ningún efecto biológico aparente, no hay duda de que la radiación ionizante, cuando se administra en cantidades suficientes, puede causar daños. El tipo y el grado de estos efectos son bien conocidos.

Si bien la radiación ionizante puede ser perjudicial, también tiene muchas aplicaciones beneficiosas. El uranio radiactivo genera electricidad en centrales nucleares instaladas en muchos países. En medicina, los rayos X permiten obtener radiografías para el diagnóstico de lesiones y enfermedades internas. Los médicos especializados en medicina nuclear utilizan material radiactivo como trazadores para formar imágenes detalladas de estructuras internas y estudiar el metabolismo. En la actualidad se dispone de radiofármacos terapéuticos para tratar trastornos como el hipertiroidismo y el cáncer. Los médicos utilizan en radioterapia rayos gamma, haces de piones, haces de electrones, neutrones y otros tipos de radiación para tratar el cáncer. Los ingenieros emplean material radiactivo en las operaciones de registro de pozos petrolíferos y para medir la densidad de la humedad en los suelos. Los radiólogos industriales se valen de rayos X en el control de calidad para observar las estructuras internas de aparatos fabricados. Las señales de las salidas de edificios y aviones contienen tritio radiactivo para que brillen en la oscuridad en caso de fallo de la energía eléctrica. Muchos detectores de humos en viviendas y edificios comerciales contienen americio radiactivo.

Estos numerosos usos de la radiación ionizante y de los materiales radiactivos mejoran la calidad de vida y ayudan a la sociedad de muchas maneras. Pero siempre se deben sopesar los beneficios de cada uso con sus riesgos. Estos pueden afectar a los trabajadores que intervienen directamente en la aplicación de la radiación o el material radiactivo, a la población en general, a las generaciones futuras y al medio ambiente, o a cualquier combinación de los grupos enumerados. Más allá de consideraciones políticas y económicas, los beneficios siempre deben superar a los riesgos cuando se trate de utilizar la radiación ionizante.

### Radiación ionizante

La radiación ionizante consiste en partículas, incluidos los fotones, que causan la separación de electrones de átomos y moléculas. Pero algunos tipos de radiación de energía relativamente baja, como la luz ultravioleta, sólo puede originar ionización en determinadas circunstancias. Para distinguir estos tipos de radiación de la radiación que siempre causa ionización, se establece un límite energético inferior arbitrario para la radiación ionizante, que se suele situar en torno a 10 kiloelectronvoltios (keV).

La radiación ionizante directa consta de partículas cargadas, que son los electrones energéticos (llamados a veces negatrones), los positrones, los protones, las partículas alfa, los mesones cargados, los muones y los iones pesados (átomos ionizados). Este tipo de radiación ionizante interactúa con la materia sobre todo mediante la fuerza de Coulomb, que les hace repeler o atraer electrones de átomos y moléculas en función de sus cargas.

La radiación ionizante indirecta es producida por partículas sin carga. Los tipos más comunes de radiación ionizante indirecta son los generados por fotones con energía superior a 10 keV (rayos X y rayos gamma) y todos los neutrones.

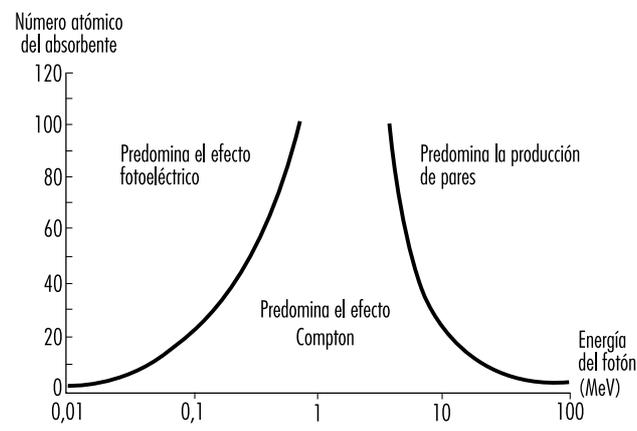
Los fotones de los rayos X y gamma interactúan con la materia y causan ionización de tres maneras diferentes como mínimo:

1. Los fotones de energía más baja interactúan sobre todo mediante el efecto fotoeléctrico, por el que el fotón cede toda su energía a un electrón, que entonces abandona el átomo o molécula. El fotón desaparece.
2. Los fotones de energía intermedia interactúan fundamentalmente mediante el efecto Compton, en virtud del cual el fotón y un electrón colisionan esencialmente como partículas. El fotón continúa su trayectoria en una nueva dirección con su energía disminuida, mientras que el electrón liberado parte con el resto de la energía entrante (menos la energía de unión del electrón al átomo o a la molécula).
3. La producción de pares sólo es posible con fotones cuya energía sea superior a 1,02 MeV. (Sin embargo, cerca de 1,02 MeV, el efecto Compton predomina todavía. La producción de pares predomina con energías más altas.) El fotón desaparece, y en su lugar aparece una pareja electrón-positrón (este fenómeno sólo ocurre en la proximidad de un núcleo, por consideraciones de conservación del momento cinético y de la energía). La energía cinética total del par electrón-positrón es igual a la energía del fotón menos la suma de las energías de la masa residual de electrón y positrón (1,02 MeV). Estos electrones y positrones energéticos se comportan entonces como radiación ionizante directa. A medida que pierde energía cinética, un positrón puede llegar a encontrarse con un electrón, y las partículas se aniquilarán entre sí. Entonces se emiten dos fotones de 0,511 MeV (por lo general) desde el punto de aniquilación, a 180 grados uno de otro.

Con un fotón dado puede ocurrir cualquiera de estos supuestos, salvo que la producción de pares sólo es posible con fotones de energía superior a 1,022 MeV. La energía del fotón y el material con el que interactúa determinan qué interacción es la más probable.

La Figura 48.1 muestra las regiones en las que predomina cada tipo de interacción en función de la energía del fotón y del número atómico del absorbente.

Figura 48.1 • Importancia relativa de las tres interacciones principales de los fotones con la materia.



Las interacciones más comunes del neutrón con la materia son colisiones inelásticas, captura (o activación) de neutrón y fisión. Todas ellas son interacciones con núcleos. Un núcleo que colisiona inelásticamente con un neutrón queda en un nivel de energía más alto. Entonces puede liberar esta energía en forma de un rayo gamma, mediante la emisión de una partícula beta o de ambas formas. En la captura de neutrones, un núcleo afectado puede absorber el neutrón y expulsar energía en forma de rayos gamma o  $X$  o partículas beta, o ambas cosas. Las partículas secundarias causan después ionización, como se ha visto antes. En la fisión, un núcleo pesado puede absorber al neutrón y se desdobra en dos núcleos más ligeros, que casi siempre son radiactivos.

### Cantidades, unidades y definiciones

La Comisión Internacional de Unidades y Medidas de Radiación (ICRU) desarrolla definiciones formales de cantidades y unidades de radiación y radiactividad que tienen aceptación internacional. La Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) también establece normas para la definición y utilización de diversas cantidades y unidades empleadas en seguridad radiológica. A continuación se da la descripción de algunas cantidades, unidades y definiciones que se suelen emplear en seguridad radiológica.

**Dosis absorbida.** Es la cantidad dosimétrica fundamental de la radiación ionizante. En esencia, es la energía que la radiación ionizante imparte a la materia por unidad de masa. Se expresa por,

$$D = \frac{d\epsilon}{dm}$$

donde  $D$  es la dosis absorbida,  $d\epsilon$  es la energía media impartida a la materia de masa  $dm$ . La unidad de dosis absorbida es el julio por kilogramo ( $J\ kg^{-1}$ ). El nombre especial de la unidad de dosis absorbida es el gray (Gy).

**Actividad.** Esta cantidad representa el número de transformaciones nucleares desde un estado energético nuclear dado por unidad de tiempo. Se expresa con:

$$A = \frac{dN}{dt}$$

donde  $A$  es la actividad,  $dN$  es el valor esperado del número de transiciones nucleares espontáneas desde el estado de energía dado durante el intervalo de tiempo  $dt$ . Está relacionada con el número de núcleos radiactivos  $N$  mediante:

$$A = \lambda N$$

donde  $\lambda$  es la constante de desintegración. La actividad se expresa por segundo. El nombre especial de la unidad de actividad es el becquerelio (Bq).

**Constante de desintegración ( $\lambda$ ).** Esta cantidad representa la probabilidad por unidad de tiempo de que ocurra una transformación nuclear para un radionucleido dado. La constante de desintegración se mide por segundo. Está relacionada con el período de semidesintegración  $t_{1/2}$  de un radionucleido por:

$$\lambda = \frac{\ln 2}{t_{1/2}} \approx \frac{0,693}{t_{1/2}}$$

La constante de desintegración  $\lambda$  está relacionada con la vida media,  $\tau$ , de un radionucleido por:

$$\lambda = \frac{1}{\tau}$$

La dependencia del tiempo de la actividad  $A(t)$  y del número de núcleos radiactivos  $M(t)$  se puede expresar por  $A(t)e^{-\lambda t}$  y  $M(t)e^{-\lambda t}$  respectivamente.

**Efecto biológico determinista.** Se trata de un efecto biológico causado por la radiación ionizante y cuya probabilidad de aparición es cero con dosis absorbidas pequeñas, pero que aumentará aceleradamente hasta uno (probabilidad 100 %) cuando la dosis absorbida supere un nivel determinado (el umbral). La inducción de cataratas es un ejemplo de efecto biológico estocástico.

**Dosis efectiva.** La dosis efectiva  $E$  es la suma de las dosis equivalentes ponderadas en todos los tejidos y órganos del cuerpo. Es una magnitud utilizada en seguridad radiológica, de manera que su empleo no es adecuado para medir grandes dosis absorbidas suministradas en un período de tiempo relativamente corto. Viene dada por:

$$E = \sum_T w_T H_T$$

donde  $w_T$  es el factor de ponderación tisular y  $H_T$  es la dosis equivalente del tejido  $T$ . La dosis efectiva se mide en  $J\ kg^{-1}$ . El nombre especial de la unidad de dosis efectiva es el sievert (Sv).

**Dosis equivalente.** La dosis equivalente  $H_T$  es la dosis absorbida promediada para un tejido u órgano (y no en un punto) y ponderada respecto de la cualidad de la radiación que interesa. Es una magnitud utilizada en seguridad radiológica, de manera que su empleo no es adecuado para medir grandes dosis absorbidas grandes suministradas en un período de tiempo relativamente corto. Viene dada por:

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R}$$

donde  $D_{T,R}$  es la dosis absorbida promediada para todo el tejido u órgano  $T$  debida a la radiación  $R$  y  $w_R$  es el factor de ponderación radiológica. La dosis equivalente tiene las unidades de  $J\ kg^{-1}$ . El nombre especial de la unidad de dosis equivalente es el sievert (Sv).

**Período de semidesintegración.** Esta magnitud es la cantidad de tiempo necesario para que la actividad de una muestra de radionucleido se reduzca a la mitad. Equivale al tiempo necesario para que un número dado de núcleos en un estado radiactivo dado se vea reducido a la mitad. Su unidad fundamental es el segundo (s), pero se suele expresar en horas, días y años. Para un radionucleido dado, el período de semidesintegración  $t_{1/2}$  está relacionado con la constante de desintegración  $\lambda$  por:

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \approx \frac{0,693}{\lambda}$$

**Transferencia lineal de energía.** Esta cantidad es la energía que una partícula cargada imparte a la materia por unidad de longitud a medida que la atraviesa. Se expresa por,

$$L = \frac{d\epsilon}{dl}$$

donde  $L$  es la transferencia lineal de energía (llamada también *poder de parada lineal de la colisión*) y  $d\epsilon$  es la energía media perdida por la partícula al atravesar una distancia  $dl$ . La transferencia lineal de energía (TLE) se mide en  $J\ m^{-1}$ .

**Vida media.** Esta cantidad es el tiempo medio que un estado nuclear sobrevivirá antes de experimentar una transformación hasta un estado de energía más baja mediante la emisión de radiación ionizante. Su unidad fundamental es el segundo (s), pero también puede expresarse en horas, días o años. Está relacionada con la constante de desintegración por:

$$\tau = \frac{1}{\lambda}$$

donde  $\tau$  es la vida media y  $\lambda$  es la constante de desintegración de un nucleido dado en un estado energético dado.

Tabla 48.1 • Factores de ponderación de la radiación  $w_R$ <sup>1</sup>.

Tipo y rango de la energía	$w_R$
Fotones, todas las energías	1
Electrones y muones, todas las energías <sup>2</sup>	1
Neutrones, energía <10 keV	5
10 keV a 100 keV	10
>100 keV a 2 MeV	20
>2 MeV a 20 MeV	10
>20 MeV	5
Protones, distintos de los protones de retroceso, energía >2 MeV	5
Partículas alfa, fragmentos de fisión, núcleos pesados	20

1 Todos los valores se refieren a la radiación incidente en el cuerpo o, si las fuentes son internas, a la emitida desde la fuente.

2 Excluidos los electrones Auger emitidos desde núcleos unidos a DNA.

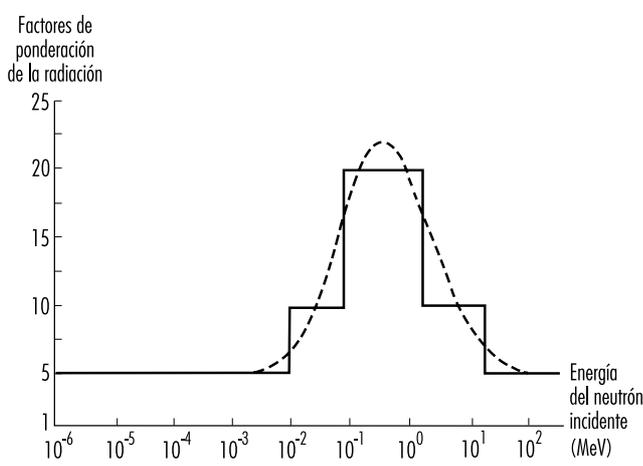
**Factor de ponderación radiológica.** Se trata de un número  $w_R$  que, para un tipo y una energía de radiación R dados, es representativo de los valores de la eficacia biológica relativa de dicha radiación para inducir efectos estocásticos en dosis bajas. Los valores de  $w_R$  están relacionados con la transferencia lineal de energía (TLE) y se dan en la Tabla 48.1. La Figura 48.2 muestra la relación entre  $w_R$  y TLE para neutrones.

**Eficacia biológica relativa (EBR).** La EBR de un tipo de radiación comparado con otro es la inversa de la relación de dosis absorbidas que producen el mismo grado de un punto final biológico definido.

**Efecto biológico estocástico.** Es un efecto biológico causado por la radiación ionizante cuya probabilidad de aparición aumenta al aumentar la dosis absorbida, probablemente sin ningún umbral, pero cuya gravedad es independiente de la dosis absorbida. El cáncer es un ejemplo de efecto biológico estocástico.

**Factor de ponderación tisular  $w_T$ .** Representa la contribución del tejido u órgano T al efecto lesivo total debido a todos los efectos estocásticos resultantes de la irradiación uniforme de todo el cuerpo. Se utiliza porque la probabilidad de efectos estocásticos debidos a una dosis equivalente depende del tejido u órgano irradiado. Una dosis equivalente uniforme por todo el cuerpo

Figura 48.2 • Factores de ponderación de la radiación para neutrones (la curva suave debe considerarse una aproximación).

Tabla 48.2 • Factores de ponderación de tejidos  $w_T$ <sup>1</sup>.

Tejido u órgano	$w_T$
Gónadas	0,20
Médula ósea (roja)	0,12
Colon	0,12
Pulmón	0,12
Estómago	0,12
Vejiga	0,05
Mama	0,05
Hígado	0,05
Esófago	0,05
Tiroides	0,05
Piel	0,01
Superficie ósea	0,01
Resto	0,05 <sup>2, 3</sup>

1 Los valores se han deducido de una población de referencia con igual número de personas de ambos sexos y una amplia gama de edades. En la definición de dosis efectiva, los valores se aplican a trabajadores, a toda la población y a cualquier sexo.

2 A efectos de cálculo, el resto se compone de los tejidos y órganos adicionales siguientes: glándulas suprarrenales, cerebro, intestino grueso superior, intestino delgado, riñones, tejido muscular, páncreas, bazo, timo y útero. La lista incluye órganos que es probable que se irradien selectivamente. Se sabe que algunos órganos de la lista son susceptibles a la inducción de cáncer.

3 En los casos excepcionales en que uno de los tejidos u órganos restantes recibe una dosis equivalente superior a la dosis máxima en cualquiera de los doce órganos para los cuales se especifica un factor de ponderación, se debe aplicar un factor de ponderación de 0,025 a ese tejido u órgano y un factor de ponderación de 0,025 a la dosis media de los demás órganos del resto antes definido.

debe originar una dosis efectiva numéricamente igual a la suma de las dosis eficaces de todos los tejidos y órganos del cuerpo. Por lo tanto, la suma de todos los factores de ponderación tisulares se iguala a la unidad. En la Tabla 48.2 se ofrecen los valores de los factores de ponderación tisular.

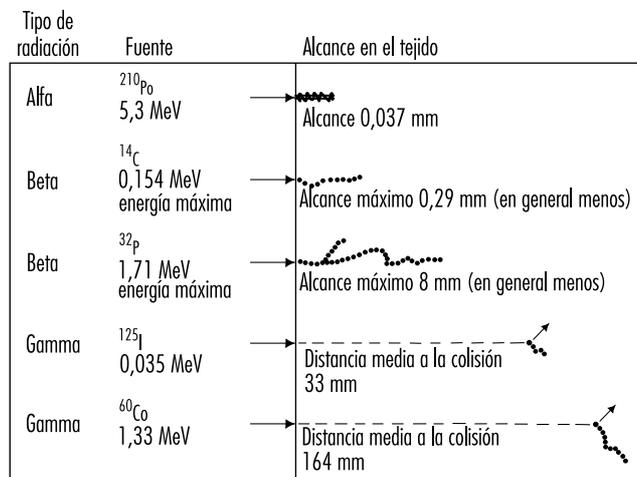
## BIOLOGIA RADIOLOGICA Y EFECTOS BIOLÓGICOS

Arthur C. Upton

Tras su descubrimiento por Roentgen en 1895, los rayos X fueron introducidos con tanta rapidez para el diagnóstico y tratamiento de las enfermedades que casi en seguida comenzaron a encontrarse lesiones debidas a exposición excesiva a la radiación entre los primeros radiólogos, que todavía no eran conscientes de sus riesgos (Brown 1933). Las primeras lesiones fueron sobre todo reacciones cutáneas en las manos de quienes trabajaban con los primeros equipos de radiología, pero ya en el primer decenio se habían comunicado otros tipos de lesión, incluidos los primeros cánceres atribuidos a la radiación (Stone 1959).

En el curso del siglo transcurrido desde estos primeros hallazgos, el estudio de los efectos biológicos de la radiación ionizante ha recibido un impulso permanente como consecuencia del uso cada vez mayor de la radiación en medicina, ciencia e industria, así como de las aplicaciones pacíficas y militares de la energía atómica. El resultado es que los efectos biológicos de la radiación se han investigados más a fondo que los de prácticamente cualquier otro agente ambiental. El desarrollo de los conocimientos sobre los efectos de la radiación ha

Figura 48.3 • Diferencias entre el poder penetrante en los tejidos de distintos tipos de radiación ionizante.



Fuente: Shapiro 1972.

determinado el perfeccionamiento de medidas para proteger la salud humana contra muchos otros peligros medioambientales, además de la radiación.

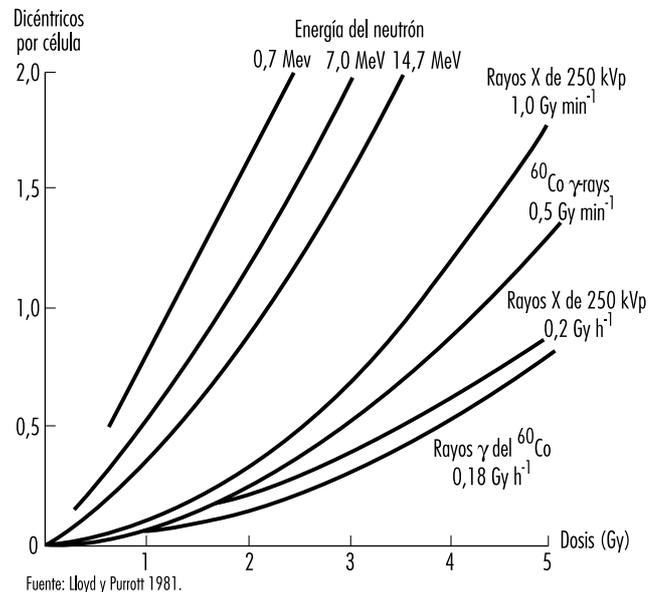
### Naturaleza y mecanismos de los efectos biológicos de la radiación

**Deposición de energía.** A diferencia de otras formas de radiación, la radiación ionizante es capaz de depositar suficiente energía localizada para arrancar electrones de los átomos con los que interactúa. Así, cuando la radiación colisiona al azar con átomos y moléculas al atravesar células vivas, da lugar a iones y radicales libres que rompen los enlaces químicos y provoca otros cambios moleculares que dañan las células afectadas. La distribución espacial de los fenómenos ionizantes depende del factor de ponderación radiológica,  $w_R$  de la radiación (véanse la Tabla 48.1 y la Figura 48.3).

**Efectos sobre el ADN.** Cualquier molécula de la célula puede ser alterada por la radiación, pero el ADN es el blanco biológico más crítico, debido a la redundancia limitada de la información genética que contiene. Una dosis absorbida de radiación lo bastante grande para matar la célula media en división —2 gray (Gy)— basta para originar centenares de lesiones en sus moléculas de ADN (Ward 1988). La mayoría de estas lesiones son reparables, pero las producidas por una radiación ionizante concentrada (por ejemplo, un protón o una partícula alfa) son en general menos reparables que las generadas por una radiación ionizante dispersada (por ejemplo, un rayo X o un rayo gamma) (Goodhead 1988). Por lo tanto, las radiaciones ionizantes concentradas (alta TLE) tienen por lo común un mayor efecto biológico relativo (EBR) que las radiaciones ionizantes dispersadas (baja TLE) en casi todas las formas de lesión (CIPR 1991).

**Efectos sobre los genes.** El daño del ADN que queda sin reparar o es mal reparado puede manifestarse en forma de mutaciones, cuya frecuencia parece aumentar como una función lineal de la dosis, sin umbral, en alrededor de  $10^{-5}$  a  $10^{-6}$  por locus y por Gy (NAS 1990). El hecho de que la tasa de mutaciones parezca ser proporcional a la dosis se considera indicativo de que una sola partícula ionizante que atraviese el ADN es suficiente, en principio, para causar una mutación (NAS 1990). En las víctimas del

Figura 48.4 • Frecuencia de aberraciones cromosómicas dicéntricas en linfocitos humanos en relación con la dosis, la tasa de dosis y la calidad de la irradiación in vitro.

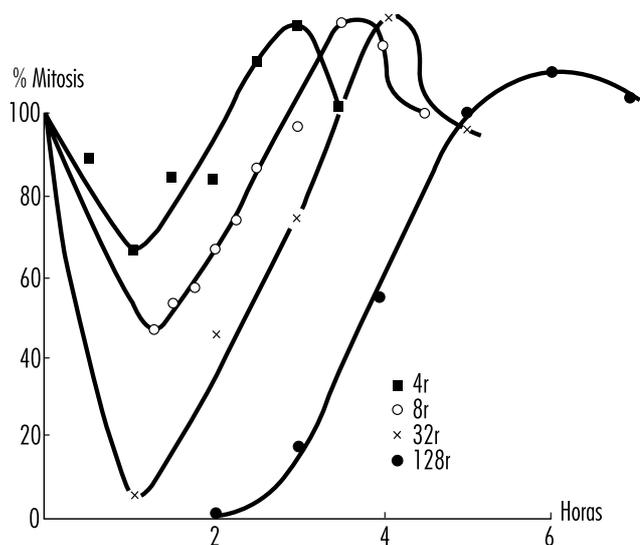


Fuente: Lloyd y Purrott 1981.

accidente de Chernóbil, la relación dosis-respuesta de las mutaciones de la glicoforina de células de la médula ósea es muy similar a la observada en supervivientes de la bomba atómica (Jensen, Langlois y Bigbee 1995).

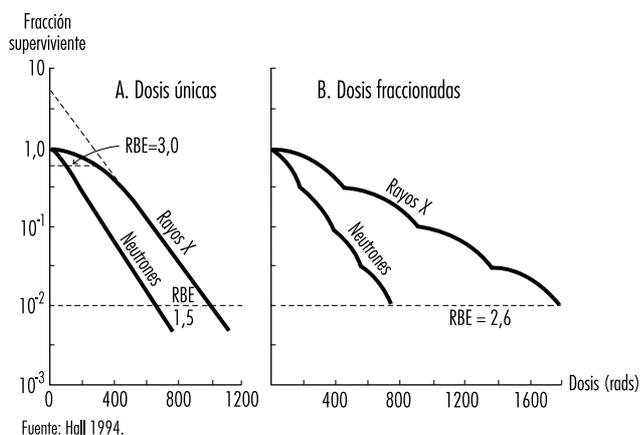
**Efectos sobre los cromosomas.** Las lesiones por radiación del aparato genético pueden causar también cambios en el número y la estructura de los cromosomas, modificaciones cuya frecuencia se ha observado que aumenta con la dosis en trabajadores expuestos, en supervivientes de la bomba atómica y en otras personas expuestas a la radiación ionizante. La relación dosis-respuesta para las aberraciones cromosómicas en linfocitos

Figura 48.5 • Inhibición mitótica inducida por rayos X en células del epitelio corneal de ratas.



Fuente: Friedenwald y Sigelman 1953.

Figura 48.6 • Curvas típicas dosis-supervivencia de células de mamíferos expuestas a rayos X y neutrones rápidos.



de sangre humana (Figura 48.4) se ha determinado con bastante exactitud, de manera que la frecuencia de aberraciones en esas células puede servir de dosímetro biológico útil (OIEA 1986).

**Efectos sobre la supervivencia celular.** Entre las reacciones más tempranas a la irradiación figura la inhibición de la división celular, que aparece en seguida tras la exposición, aunque su grado y duración varían con la dosis (Figura 48.5). Si bien la inhibición de la mitosis es característicamente pasajera, la lesión radiológica de genes y cromosomas puede ser letal para las células en división, que en conjunto son muy sensibles a la radiación (CIPR 1984). Medida en términos de capacidad proliferativa, la supervivencia de las células en división tiende a disminuir exponencialmente con el aumento de la dosis, de manera que 1-2 Gy bastan por lo general para reducir la población superviviente en alrededor del 50 % (Figura 48.6).

**Efectos sobre los tejidos.** Las células maduras que no están en división son relativamente radiorresistentes, pero las que se dividen dentro de un tejido son radiosensibles, por lo que la irradiación intensiva puede matar un número suficiente para que el tejido se atrofie (Figura 48.7). La rapidez de esta atrofia depende de la dinámica de la población celular dentro del tejido afectado; es decir, en órganos caracterizados por un recambio celular lento, como el hígado y el endotelio vascular, el proceso es típicamente mucho más lento que en órganos caracterizados por un recambio celular rápido, como la médula ósea, la epidermis y la mucosa intestinal (CIPR 1984). Por otra parte, conviene subrayar que si el volumen de tejido irradiado es lo bastante pequeño, o si la dosis se acumula con la lentitud suficiente, la gravedad de la lesión puede reducirse notablemente por la proliferación compensatoria de las células supervivientes.

Figura 48.7 • Secuencia característica de acontecimientos en la patogenia de efectos no estocásticos de la radiación ionizante.



Fuente: Upton 1996.

Tabla 48.3 • Dosis umbral aproximadas de radiación X terapéutica en fracciones convencionales que originan efectos clínicos no estocásticos perjudiciales en diversos tejidos.

Organo	Lesión a los 5 años	Dosis umbral (Gy)*	Campo de irradiación (área)
Piel	Úlcera, fibrosis grave	55	100 cm <sup>2</sup>
Mucosa oral	Úlcera, fibrosis grave	60	50 cm <sup>2</sup>
Esófago	Úlcera, estenosis	60	75 cm <sup>2</sup>
Estómago	Úlcera, perforación	45	100 cm <sup>2</sup>
Intestino delgado	Úlcera, estenosis	45	100 cm <sup>2</sup>
Colon	Úlcera, estenosis	45	100 cm <sup>2</sup>
Recto	Úlcera, estenosis	55	100 cm <sup>2</sup>
Glándulas salivales	Xerostomía	50	50 cm <sup>2</sup>
Hígado	Insuficiencia hepática, ascitis	35	todo
Riñón	Nefrosclerosis	23	todo
Vejiça urinaria	Úlcera, contractura	60	todo
Testículos	Esterilidad permanente	5-15	todo
Ovario	Esterilidad permanente	2-3	todo
Utero	Necrosis, perforación	>100	todo
Vagina	Úlcera, fistula	90	5 cm <sup>2</sup>
Mama, niño	Hipoplasia	10	5 cm <sup>2</sup>
Mama, adulto	Atrofia, necrosis	>50	todo
Pulmón	Neumonía, fibrosis	40	lóbulo
Capilares	Telangiectasia, fibrosis	50-60	—
Corazón	Pericarditis, pancarditis	40	todo
Hueso, niño	Crecimiento detenido	20	10 cm <sup>2</sup>
Hueso, adulto	Necrosis, fractura	60	10 cm <sup>2</sup>
Cartilago, niño	Crecimiento detenido	10	todo
Cartilago, adulto	Necrosis	60	todo
Sistema nervioso central (cerebro)	Necrosis	50	todo
Médula espinal	Necrosis, sección	50	5 cm <sup>2</sup>
Ojo	Panofalmitis, hemorragia	55	todo
Córnea	Queratitis	50	todo
Cristalino	Catarata	5	todo
Oído (interno)	Sordera	>60	todo
Tiroides	Hipotiroidismo	45	todo
Glándula suprarrenal	Hipoadrenalismo	>60	todo
Hipófisis	Hipopituitarismo	45	todo
Músculo, niño	Hipoplasia	20-30	todo
Músculo, adulto	Atrofia	>100	todo
Médula ósea	Hipoplasia	2	todo
Médula ósea	Hipoplasia, fibrosis	20	localizada
Ganglios linfáticos	Atrofia	33-45	—
Vasos linfáticos	Esclerosis	50	—
Feto	Muerte	2	todo

\* Dosis que causa en el 1 a 5 % de las personas expuestas.

Fuente: Rubin y Casarett 1972.

## Manifestaciones clínicas de la lesión

*Tipos de efectos.* Los efectos de la radiación abarcan una amplia variedad de reacciones, que varían de modo notable en sus relaciones dosis-respuesta, manifestaciones clínicas, cronología y pronóstico (Mettler y Upton 1995). Los efectos suelen subdividirse por comodidad en dos amplios grupos: (1) efectos *heredables*, que se manifiestan en los descendientes de los individuos expuestos, y (2) efectos *somáticos*, que se manifiestan en los propios individuos expuestos. En estos últimos se incluyen los efectos agudos, que aparecen relativamente pronto después de la irradiación, así como los efectos tardíos (o crónicos), como el cáncer, que puede no aparecer hasta que han transcurrido meses, años o decenios.

*Efectos agudos.* Los efectos agudos de la radiación se deben sobre todo a la depleción de células progenitoras en los tejidos afectados (Figura 48.7), y sólo pueden inducirse por dosis lo bastante grandes para matar muchas de estas células (por ejemplo, Tabla 48.3). Por este motivo, tales efectos se consideran de naturaleza *no estocástica*, o *determinista* (CIPR 1984 y 1991), en contraste con los efectos mutágenos y cancerígenos de la radiación, que se consideran fenómenos *estocásticos* resultantes de alteraciones moleculares aleatorias en células individuales que aumentan como funciones lineales, sin umbral, de la dosis (NAS 1990; CIPR 1991).

Las lesiones agudas de los tipos que predominaban en los primeros trabajadores expuestos y en los pacientes tratados inicialmente con radioterapia han desaparecido prácticamente gracias a las mejoras introducidas en las precauciones de seguridad y en los métodos de tratamiento. Sin embargo, la mayoría de los pacientes tratados con radiación en la actualidad experimentan también alguna lesión del tejido normal irradiado. Además, siguen ocurriendo accidentes radiológicos graves. Por ejemplo, entre 1945 y 1987 se informó de unos 285 accidentes en reactores nucleares (excluido el de Chernóbil) ocurridos en diversos países, en los que resultaron irradiadas más de 1.350 personas, 33 de ellas con resultado mortal (Lushbaugh, Fry y Ricks 1987). El accidente de Chernóbil, por sí solo, liberó material radiactivo suficiente para exigir la evacuación de decenas de millares de personas y animales domésticos del área circundante, y originó enfermedades radiológicas y quemaduras en más de 200 personas entre componentes de equipos de emergencia y bomberos, de las que 31 fallecieron (UNSCEAR 1988). Los efectos a largo plazo del material radiactivo liberado sobre la salud no pueden predecirse con certeza, pero las estimaciones de los riesgos resultantes de efectos cancerígenos, basadas en modelos de incidencia de dosis sin umbral (comentados a continuación), suponen que pueden producirse hasta 30.000 muertes adicionales por cáncer en la población del hemisferio norte durante los 70 próximos años a consecuencia del accidente, aunque es probable que los casos adicionales de cáncer en cualquier país sean demasiado escasos para permitir su detección epidemiológica (USDOE 1987).

Menos catastróficos, pero mucho más numerosos que los accidentes de reactores, han sido los accidentes en que han intervenido fuentes de rayo gamma médicas e industriales, que también han sido causa de lesiones y pérdida de vidas. Por ejemplo, la eliminación inadecuada de una fuente de radioterapia de cesio 137 en Goiânia, Brasil, en 1987 originó la irradiación de docenas de víctimas confiadas, cuatro de las cuales murieron (UNSCEAR 1993).

Una exposición amplia de las lesiones por radiación escapa al ámbito de esta revisión, pero las reacciones agudas de los tejidos más radiosensibles son de interés general, por lo que se describen brevemente en las secciones siguientes.

*Piel.* Las células de la capa germinal de la epidermis son muy sensibles a la radiación. En consecuencia, la rápida exposición

de la piel a una dosis de 6 Sv o más provoca eritema (enrojecimiento) de la zona expuesta, que aparece dentro del primer día, suele durar unas cuantas horas y va seguido al cabo de dos a cuatro semanas de una o más oleadas de un eritema más profundo y prolongado, así como de depilación (pérdida de pelo). Si la dosis supera los 10 a 20 Sv, en dos o cuatro semanas pueden surgir ampollas, necrosis y ulceración, seguidas de fibrosis de la dermis y los vasos subyacentes, que pueden desembocar en atrofia y una segunda oleada de ulceración meses o años después (CIPR 1984).

*Médula ósea y tejido linfoide.* Los linfocitos también son muy radiosensibles; una dosis de 2 a 3 Sv irradiada en poco tiempo a todo el cuerpo puede destruir un número suficiente de ellos para que disminuya el recuento de linfocitos periféricos y la respuesta inmunitaria se deteriore en pocas horas (UNSCEAR 1988). Las células hematopoyéticas de la médula ósea tienen una sensibilidad similar a la radiación y su depleción con una dosis comparable es suficiente para causar granulocitopenia y trombocitopenia en las tres a cinco semanas siguientes. Si la dosis es mayor, estas disminuciones del recuento de granulocitos y plaquetas pueden ser lo bastante graves para originar hemorragia o una infección mortal (Tabla 48.4).

*Intestino.* Las células progenitoras del epitelio que reviste el intestino delgado también tienen extraordinaria sensibilidad a la

Tabla 48.4 • Formas y características principales del síndrome de radiación agudo.

Tiempo desde la irradiación	Forma cerebral (>50 Gy)	Forma gastro-intestinal (10-20 Gy)	Forma hemato-poyética (2-10 Gy)	Forma pulmonar (>6 Gy a pulmones)
Primer día	náuseas vómitos diarrea cefalea desorientación ataxia coma convulsiones muerte	náuseas vómitos diarrea	náuseas vómitos diarrea	náuseas vómitos
Segunda semana		náuseas vómitos diarrea fiebre eritema postración muerte		
Tercera a sexta semanas			debilidad fatiga anorexia fiebre hemorragia epilación recuperación (?) muerte (?)	
Segundo a octavo meses				tos disnea fiebre dolor torácico fallo respiratorio (?)

Fuente: UNSCEAR 1988.

radiación. La exposición aguda a 10 Sv disminuye su número en grado suficiente para causar la denudación de las vellosidades intestinales suprayacentes en unos días (CIPR 1984; UNSCEAR 1988). La denudación de una superficie grande de la mucosa puede dar lugar a un síndrome fulminante similar a la disentería que causa rápidamente la muerte (Tabla 48.4).

**Gónadas.** Los espermatozoides maduros pueden sobrevivir a dosis grandes (100 Sv), pero los espermatogonios son tan radiosensibles que una dosis de sólo 0,15 Sv aplicada rápidamente a ambos testículos basta para causar oligospermia, y una dosis de 2 a 4 Sv puede provocar esterilidad permanente. También los oocitos son radiosensibles. Una dosis rápida de 1,5 a 2,0 Sv aplicada a ambos ovarios origina esterilidad temporal, y una dosis mayor, esterilidad permanente, en función de la edad de la mujer en el momento de la exposición (CIPR 1984).

**Aparato respiratorio.** El pulmón no es muy radiosensible, pero la exposición rápida a una dosis de 6 a 10 Sv puede hacer que en la zona expuesta se desarrolle neumonía aguda en el plazo de uno a tres meses. Si se afecta un volumen grande de tejido pulmonar, el proceso puede originar insuficiencia respiratoria al cabo de unas semanas, o conducir a fibrosis pulmonar y cor pulmonale meses o años después (CIPR 1984; UNSCEAR 1988).

**Cristalino del ojo.** Las células del epitelio anterior del cristalino, que continúan dividiéndose toda la vida, son relativamente radiosensibles. El resultado es que una exposición rápida del cristalino a una dosis superior a 1 Sv puede generar en unos meses la formación de una opacidad polar posterior microscópica; y 2 a 3 Sv recibidos en una sola exposición breve (o la exposición a 5,5 a 14 Sv acumulada a lo largo de meses) pueden producir cataratas que dificulten la visión (CIPR 1984).

**Otros tejidos.** En comparación con los tejidos ya mencionados, la sensibilidad de otros tejidos del cuerpo a la radiación es en general bastante inferior (por ejemplo, Tabla 48.4); pero, como se verá a continuación, el embrión constituye una notable excepción. También conviene destacar que la radiosensibilidad de cualquier tejido aumenta cuando se encuentra en estado de crecimiento rápido (CIPR 1984).

**Lesión radiológica de todo el cuerpo.** La exposición rápida de una parte importante del cuerpo a una dosis superior a 1 Gy puede producir el *síndrome de radiación aguda*, que comprende: (1) una fase inicial prodrómica, caracterizada por malestar general, anorexia, náuseas y vómitos, (2) seguida de un período latente, (3) una segunda fase (principal) de enfermedad y (4) por último, la recuperación o la muerte (Tabla 48.4). La fase principal de la enfermedad adopta por lo general una de las formas siguientes, según la localización predominante de la lesión radiológica: (1) hematológica, (2) gastrointestinal, (3) cerebral o (4) pulmonar (Tabla 48.4).

**Lesión radiológica localizada.** A diferencia de las manifestaciones clínicas de la lesión radiológica aguda de todo el cuerpo, que suelen ser dramáticas e inmediatas, la reacción a la irradiación muy localizada, tanto si procede de una fuente de radiación externa como de un radionucleído depositado en el interior del cuerpo, tiende a evolucionar con lentitud y a producir pocos síntomas o signos a menos que el volumen de tejido irradiado y/o la dosis sean relativamente grandes (por ejemplo, Tabla 48.4).

**Efectos de los radionucleídos.** Algunos radionucleídos—por ejemplo, el tritio ( $^3\text{H}$ ), el carbono 14 ( $^{14}\text{C}$ ) y el cesio 137 ( $^{137}\text{Cs}$ )—tienden a distribuirse sistémicamente y a irradiar la totalidad del cuerpo, mientras que lo característico de otros radionucleídos es que sean captados por y se concentren en órganos específicos, donde producen lesiones localizadas. Por ejemplo, el radio y estroncio 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ) se depositan sobre todo en

los huesos, por lo que lesionan primordialmente los tejidos del esqueleto, mientras que el yodo radiactivo se concentra en la glándula tiroidea, localización principal de cualquier lesión resultante (Stannard 1988; Mettler y Upton 1995).

## Efectos cancerígenos

**Características generales.** La carcinogenicidad de la radiación ionizante, que se manifestó por primera vez a principios de este siglo cuando aparecieron cánceres de la piel y leucemias en las primeras personas que trabajaron con la radiación (Upton 1986), ha sido documentada desde entonces sin lugar a dudas por los excesos proporcionales a las dosis de numerosos tipos de neoplasias en pintores de esferas con radio, en mineros de galerías de roca viva, en supervivientes de la bomba atómica, en pacientes sometidos a radioterapia y en animales irradiados en experimentos de laboratorio (Upton 1986; NAS 1990).

Los tumores benignos y malignos inducidos por la irradiación se caracterizan porque tardan años o decenios en manifestarse y no presentan ningún rasgo conocido que permita distinguirlos de los producidos por otras causas. Es más, con pocas excepciones, su inducción sólo ha podido detectarse después de dosis equivalentes relativamente grandes (0,5 Sv), y ha variado con el tipo de neoplasia, así como con la edad y sexo de las personas expuestas (NAS 1990).

**Mecanismos.** Los mecanismos moleculares de la cancerogénesis radiológica todavía no se han determinado con todo detalle, pero en animales de laboratorio y en células cultivadas se ha observado que los efectos cancerígenos de la radiación incluyen efectos iniciadores, efectos promotores y efectos sobre la progresión de la neoplasia, que dependen de las condiciones experimentales en cuestión (NAS 1990). Los efectos parecen incluir también la activación de oncogenes y/o la inactivación o pérdida de genes supresores de tumores en muchas ocasiones, por no decir en todas ellas. Además, los efectos cancerígenos de la radiación se parecen a los de los cancerígenos químicos en que también son modificables por hormonas, variables nutricionales y otros factores modificadores (NAS 1990). Por otra parte, hay que destacar que los efectos de la radiación pueden ser aditivos, sinérgicos o antagonistas con los de los agentes cancerígenos químicos, y que dependen de las sustancias químicas específicas y de las condiciones de exposición en cuestión (UNSCEAR 1982 y 1986).

**Relación dosis-efecto.** Los datos existentes no bastan para describir de modo inequívoco la relación dosis-incidencia de cualquier tipo de neoplasia o para definir durante cuánto tiempo tras la irradiación continuará siendo elevado el riesgo de un tumor en una población expuesta. Por lo tanto, los riesgos atribuibles a una irradiación de bajo nivel sólo pueden estimarse por extrapolaciones, basadas en modelos que incorporan hipótesis sobre dichos parámetros (NAS 1990). De los diversos modelos de dosis-efecto que se han utilizado para estimar los riesgos de la irradiación de bajo nivel, el que se ha considerado que se ajusta mejor a los datos disponibles es de la forma:

$$R(D) = R_0[1 + f(D) \cdot g(b)]$$

donde  $R_0$  denota el riesgo básico en función de la edad de fallecimiento por un determinado tipo de cáncer,  $D$  la dosis de radiación,  $f(D)$  una función de la dosis que es cuadrático-lineal para la leucemia y lineal para algunos otros tipos de cáncer y  $g(b)$  es una función de riesgo dependiente de otros parámetros, como el sexo, la edad en el momento de la exposición y el tiempo transcurrido desde ésta (NAS 1990).

Tabla 48.5 • Riesgos estimados de contraer cáncer durante la vida atribuibles a una irradiación rápida de 0,1 Sv.

Tipo o lugar del cáncer	Exceso de muertes por cáncer por 100.000	
	(n°)	(%)*
Estómago	110	18
Pulmón	85	3
Colon	85	5
Leucemia (excluida LLC)	50	10
Vejiga urinaria	30	5
Esófago	30	10
Mama	20	1
Hígado	15	8
Gónadas	10	2
Tiroides	8	8
Osteosarcoma	5	5
Piel	2	2
Resto	50	1
Total	500	2

\* Aumento porcentual de la expectativa "de fondo" en una población no irradiada.  
Fuente: CIPR 1991.

Modelos sin umbral de este tipo se han aplicado a datos epidemiológicos de los supervivientes japoneses de la bomba atómica y a otras poblaciones irradiadas para deducir estimaciones de los riesgos de por vida de diferentes formas de cáncer inducido por radiación (por ejemplo, Tabla 48.5). Pero estas estimaciones han de interpretarse con precaución cuando se intenta predecir los riesgos de cáncer atribuibles a dosis pequeñas o que se acumulan a lo largo de semanas, meses o años, puesto que los experimentos con animales de laboratorio han demostrado que la potencia cancerígena de los rayos X y gamma disminuye hasta en un orden de magnitud cuando la exposición es muy prolongada. En realidad, como se ha subrayado en otro lugar (NAS 1990), los datos disponibles no excluyen la posibilidad de que haya un umbral en el rango de los milisievert (mSv) de dosis equivalente, por debajo del cual la radiación carecería de carcinogenicidad.

También conviene mencionar que las estimaciones tabuladas se basan en promedios de población y no son aplicables necesariamente a cualquier individuo; es decir, la susceptibilidad a determinados tipos de cáncer (por ejemplo, cánceres de tiroides y mama) es mucho mayor en niños que en adultos, y la susceptibilidad a determinados cánceres aumenta también en asociación con algunas alteraciones hereditarias, como el retinoblastoma y el síndrome de carcinoma de células nevoides basales (UNSCEAR 1988, 1994; NAS 1990). A pesar de estas diferencias de susceptibilidad, se han propuesto estimaciones basadas en poblaciones para usarlas en casos de indemnización como base para calibrar la probabilidad de que un cáncer que aparezca en una persona irradiada con anterioridad pueda haber sido causado por la exposición en cuestión (NIH 1985).

*Evaluación del riesgo con dosis bajas.* Hasta ahora, los estudios epidemiológicos para determinar si los riesgos de cáncer derivados de exposiciones a radiación de bajo nivel varían realmente en función de la dosis del modo pronosticado por las estimaciones anteriores no han llegado a conclusiones definitivas. Las

poblaciones de zonas en las que existen niveles elevados de radiación de fondo natural no presentan aumentos de las tasas de cáncer atribuibles a ella de modo definitivo (NAS 1990; UNSCEAR 1994); por el contrario, algunos estudios han sugerido incluso una relación inversa entre niveles de radiación de fondo y tasas de cáncer, lo que algunos observadores interpretan como demostración de la existencia de efectos beneficiosos (u horméticos) de la irradiación de bajo nivel, acordes con las respuestas adaptativas de determinados sistemas celulares (UNSCEAR 1994). Ahora bien, la importancia de la relación inversa es cuestionable, puesto que no ha persistido tras controlar los efectos de variables que pudieran inducir a confusión (NAS 1990). De manera similar, en los trabajadores expuestos actualmente a la ración —salvo determinados grupos de mineros en galerías de roca viva (NAS 1994; Lubin, Boice y Edling 1994)— ya no se detectan aumentos de las tasas de cánceres distintos de la leucemia (UNSCEAR 1994), gracias a los avances en protección radiológica; por lo demás, las tasas de leucemia en estos trabajadores son coherentes con las estimaciones antes tabuladas (IARC 1994). En resumen, podemos concluir que los datos disponibles en la actualidad son coherentes con las estimaciones tabuladas (Tabla 48.5), que indican que menos del 3 % de los casos de cáncer en la población general son atribuibles a radiación natural de fondo (NAS 1990; IARC 1994), aunque hasta el 10 % de los cánceres de pulmón pueden atribuirse al radón de los recintos cerrados (NAS 1990; Lubin, Boice y Edling 1994).

Se ha observado que los elevados niveles de lluvia radiactiva procedente de una prueba de armas termonucleares realizada en Bikini en 1954 produjeron un aumento de la frecuencia de cáncer de tiroides en los habitantes de las Islas Marshall proporcional a la dosis que recibieron en la glándula tiroides cuando eran niños (Robbins y Adams 1989). De modo similar, se ha informado de que entre los niños que vivían en zonas de Bielorrusia y Ucrania contaminadas por los radionucleidos liberados en el accidente de Chernóbil se ha manifestado un aumento de incidencia del cáncer de tiroides (Prisyazhuik, Pjatak y Buzanov 1991; Kasakov, Demidchik y Astakhova 1992), pero los hallazgos están en desacuerdo con los del Proyecto Internacional Chernóbil, que no encontró un exceso de nódulos tiroideos benignos o malignos en los niños que vivían en las zonas más contaminadas en torno a Chernóbil (Mettler, Williamson y Royal 1992). Falta por determinar la base de la discrepancia, y si el exceso detectado puede ser únicamente resultado del aumento de la vigilancia. A este respecto, hay que resaltar que los niños del suroeste de Utah y Nevada que estuvieron expuestos a la lluvia radiactiva de las pruebas de armas nucleares en Nevada durante el decenio de 1950 han presentado aumento en la frecuencia de todo tipo de cáncer de tiroides (Kerber y cols. 1993), y la incidencia de la leucemia aguda parece haberse elevado en los niños que fallecieron entre 1952 y 1957, el período de máxima exposición a la lluvia radiactiva (Stevens y cols. 1990).

También se ha sugerido la posibilidad de que el exceso de leucemia entre los niños que vivían en la proximidad de centrales nucleares del Reino Unido pueda haber sido provocado por la radiactividad liberada por las centrales. No obstante, se estima que el incremento de la dosis total de radiación recibida por esos niños ha sido inferior al 2 %, de donde se infiere que hay otras explicaciones más probables (Doll, Evans y Darby 1994). La existencia de excesos comparables de leucemia infantil en lugares del Reino Unido que carecen de instalaciones nucleares, pero que por lo demás se parecen a los emplazamientos nucleares en que también han experimentado grandes influjos de población en los últimos tiempos, denota una etiología ineficaz de las agrupaciones de casos de leucemia observadas (Kinlen 1988; Doll, Evans y Darby 1994). También se ha

sugerido otra hipótesis (a saber, que las leucemias en cuestión pueden haber sido causadas por la irradiación profesional recibida por los padres de los niños afectados) basada en los resultados de un estudio de casos y controles (Gardner y cols. 1990), pero esta hipótesis se desecha en general por motivos que se explican en la sección siguiente.

**Efectos hereditarios**

Los efectos hereditarios de la irradiación, aunque bien documentados en otros organismos, no se han observado todavía en seres humanos. Por ejemplo, el estudio intensivo de más de 76.000 hijos de supervivientes japoneses de la bomba atómica, llevado a cabo a lo largo de cuatro decenios, no ha logrado desvelar efectos hereditarios de la radiación en esta población, medidos por desenlaces indeseados de la gestación, muertes neonatales, procesos malignos, reordenaciones cromosómicas equilibradas, aneuploidia de los cromosomas sexuales, alteraciones de los fenotipos de proteínas del suero o eritrocitos, cambios en la relación de sexos o alteraciones del crecimiento y del desarrollo (Neel, Schull y Awa 1990). Por lo tanto, las estimaciones de los riesgos de efectos hereditarios de la radiación deben basarse en gran medida en la extrapolación a partir de hallazgos en ratones de laboratorio y otros animales de experimentación (NAS 1990; UNSCEAR 1993).

De los datos experimentales y epidemiológicos disponibles se deduce que la dosis necesaria para doblar la tasa de mutaciones hereditarias en células embrionarias humanas debe ser de 1,0 Sv como mínimo (NAS 1990; UNSCEAR 1993). En consecuencia, se estima que menos del 1 % de las enfermedades determinadas genéticamente en la población humana pueden atribuirse a la irradiación de fondo natural (Tabla 48.6).

Tabla 48.6 • Frecuencias estimadas de trastornos heredables que pueden atribuirse a la irradiación ionizante natural de fondo.

Tipo de trastorno	Prevalencia natural (por millón de nacidos vivos)	Contribución de la radiación de fondo natural <sup>1</sup> (por millón de nacidos vivos) <sup>2</sup>	
		Primera generación	Generaciones hasta el equilibrio <sup>3</sup>
Dominante autosómico	180.000	20-100	300
Ligado a X	400	<1	<15
Recesivo	2.500	<1	aumento muy lento
Cromosómico	4.400	<20	aumento muy lento
Defectos congénitos	20.000-30.000	30	30-300
<b>Otros trastornos de etiología compleja:</b>			
Cardiopatía	600.000	no estimado <sup>4</sup>	no estimado <sup>4</sup>
Cáncer	300.000	no estimado <sup>4</sup>	no estimado <sup>4</sup>
Otros seleccionados	300.000	no estimado <sup>4</sup>	no estimado <sup>4</sup>

<sup>1</sup> Equivalente a ≈1 mSv anual o a ≈30 mSv por generación (30 años).

<sup>2</sup> Valores redondeados.

<sup>3</sup> Tras cientos de generaciones, la adición de mutaciones desfavorables inducidas por la radiación se ve compensada con el tiempo por su pérdida en la población, de donde resultará un "equilibrio" genético.

<sup>4</sup> Faltan estimaciones cuantitativas de riesgo, a causa de la incertidumbre sobre el componente mutacional de la(s) enfermedad(es) indicada(s).

Fuente: National Research Council 1990.

Como se ha mencionado antes, los resultados de un estudio de casos y controles han sugerido la hipótesis de que el exceso de leucemia y del linfoma no Hodgkin en jóvenes residentes en la localidad de Seascale fue resultado de los efectos oncogénicos hereditarios causados por la irradiación profesional de sus padres en la instalación nuclear de Sellafield (Gardner y cols. 1990). Sin embargo, contradicen esta hipótesis los argumentos siguientes:

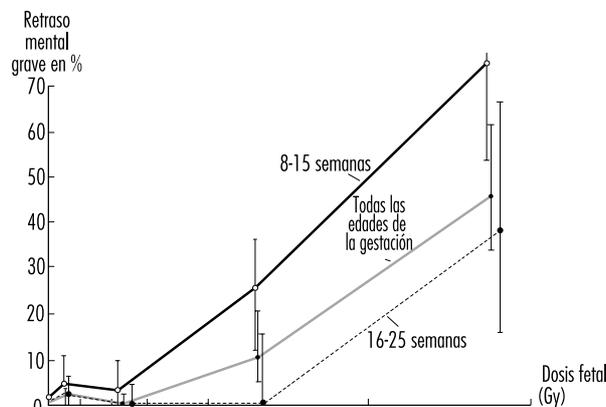
1. La ausencia de cualquier exceso comparable en gran número de niños nacidos fuera de Seascale de padres que habían recibido dosis profesionales similares, o incluso mayores, en la misma central nuclear (Wakeford y cols. 1994a)
2. La falta de excesos similares en niños franceses (Hill y LaPlanche 1990), canadienses (McLaughlin y cols. 1993) o escoceses (Kinlen, Clarke y Balkwill 1993) nacidos de padres con exposiciones profesionales comparables
3. La falta de excesos en los hijos de supervivientes de la bomba atómica (Yoshimoto y cols. 1990)
4. La falta de excesos en condados de EE.UU. donde hay centrales nucleares instaladas (Jablon, Hrubec y Boice 1991)
5. El hecho de que la frecuencia de mutaciones inducidas por radiación que implica la interpretación sea mucho más elevada que las tasas observadas (Wakeford y cols. 1994b).

Por lo tanto, los datos de conjunto disponibles no respaldan la hipótesis de la irradiación de gónadas paternas (Doll, Evans y Darby 1994; Little, Charles y Wakeford 1995).

**Efectos de la irradiación prenatal**

La radiosensibilidad es relativamente alta en toda la vida prenatal, pero los efectos de una dosis determinada varían de modo notable y dependen de la fase evolutiva del embrión o feto en el momento de la exposición (UNSCEAR 1986). Durante el período anterior a la implantación, el embrión es especialmente sensible a la muerte por irradiación, mientras que durante las fases críticas de la organogénesis es sensible a la inducción de malformaciones y otras alteraciones del desarrollo (Tabla 48.7). Estos últimos efectos se demuestran de modo dramático por el aumento proporcional a la dosis de la frecuencia de retraso mental grave (Figura 48.8) y el descenso proporcional a la dosis

Figura 48.8 • Frecuencia del retraso mental grave en relación con la dosis de radiación en supervivientes de la bomba atómica que recibieron irradiación prenatal.



Fuente: Otoke, Yoshimaru y Schull 1987.

Tabla 48.7 • Principales anomalías del desarrollo producidas por irradiación prenatal.

Cerebro		
Anencefalia	Porencefalia	Microcefalia*
Encefalocele	Mongolismo*	Bulbo reducido
Atrofia cerebral	Retraso mental*	Neuroblastoma
Acueducto estrecho	Hidrocefalia*	Dilatación de ventrículos*
Anomalías de médula espinal*	Anomalías de pares craneales	
Ojos		
Anoftalmia	Microftalmia*	Microcórnea*
Coloboma*	Iris deformado	Ausencia de cristalino
Ausencia de retina	Párpados abiertos	Estrabismo*
Nistagmo*	Retinoblastoma	Hipermetropía
Glaucoma	Cataratas*	Ceguera
Coriorretinitis*	Albinismo parcial	Anquilobléfaron
Esqueleto		
Atrofia general	Cráneo de tamaño reducido	Deformidades craneales*
Defectos de osificación de la cabeza*	Cráneo abovedado	Cabeza estrecha
Burbujas craneales	Fisura palatina*	Tórax en embudo
Luxación de cadera	Espina bifida	Coxis deforme
Pies deformes	Pie zambo*	Anomalías digitales*
Calcáneo en valgo	Odontogénesis imperfecta*	Exostosis tibial
Amelanogénesis*	Necrosis esclerótica	
Varios		
Situs inversus	Hidronefrosis	Hidroureter
Hidrocele	Ausencia de riñón	Gónadas anormales*
Cardiopatía congénita	Deformidades faciales	Alteraciones hipofisarias
Deformidades de orejas	Alteraciones motoras	Necrosis dermatómicas
Necrosis miotómicas	Anormalidades de pigmentación de la piel	

\* Estas anomalías se han observado en seres humanos expuestos a grandes dosis de radiación en el período prenatal y, por lo tanto, se han atribuido hipotéticamente a la irradiación.

Fuente: Brill and Forgetson 1964.

de las puntuaciones en la prueba del CI en supervivientes de la bomba atómica que estuvieron expuestos entre las semanas octava y décimoquinta (y, en menor medida, entre las semanas décimosexta y vigésimoquinta) (UNSCEAR 1986 y 1993).

La sensibilidad a los efectos cancerígenos de la radiación también parece ser relativamente alta en todo el período prenatal, a juzgar por la asociación entre cáncer infantil (incluida la leucemia) y exposición prenatal a rayos X diagnósticos comunicada en estudios de casos y controles (NAS 1990). De los resultados de estos estudios se deduce que la irradiación prenatal puede originar un incremento del 4.000 % por Sv del riesgo de leucemia y otros cánceres infantiles (UNSCEAR 1986; NAS 1990), lo que es un aumento bastante mayor que el atribuible a la irradiación posnatal (UNSCEAR 1988; NAS 1990). Aunque, paradójicamente, no se registrase ningún exceso de

cáncer infantil en supervivientes de la bomba atómica irradiados en el período prenatal (Yoshimoto y cols. 1990), como se ha mencionado antes, fueron demasiado pocos estos supervivientes para excluir un exceso de la magnitud en cuestión.

### Resumen y conclusiones

Los efectos perjudiciales de la radiación ionizante sobre la salud humana son de una gran diversidad, y abarcan desde lesiones con resultado fatal rápido a cánceres, defectos de nacimiento y trastornos hereditarios que aparecen meses, años o decenios después. La naturaleza, frecuencia y gravedad de los efectos dependen de la radiación en cuestión, así como de la dosis y las condiciones de exposición. La mayoría de esos efectos exigen niveles relativamente altos de exposición y sólo se encuentran, por lo tanto, en víctimas de accidentes, pacientes sometidos a radioterapia u otras personas que recibieron irradiaciones intensas. En cambio, se supone que los efectos genotóxicos y cancerígenos de la radiación ionizante aumentan en frecuencia como funciones lineales, sin umbral, de la dosis; por consiguiente, si bien no puede excluirse la existencia de umbrales para estos efectos, se supone que su frecuencia aumenta con cualquier nivel de exposición. Para la mayoría de los efectos de la radiación, la sensibilidad de las células expuestas varía según su tasa de proliferación y en relación inversa con su grado de diferenciación, por lo que el embrión y el niño en crecimiento son los más vulnerables.

## FUENTES DE RADIACION IONIZANTE

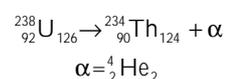
*Robert N. Cherry, Jr.*

### Tipos de radiación ionizante

#### Partículas alfa

Una partícula alfa es un conjunto de dos protones y dos neutrones estrechamente unidos. Es idéntica a un núcleo de helio 4 ( $^4\text{He}$ ). De hecho, su destino último después de haber perdido la mayoría de su energía cinética es capturar dos electrones y convertirse en un átomo de helio.

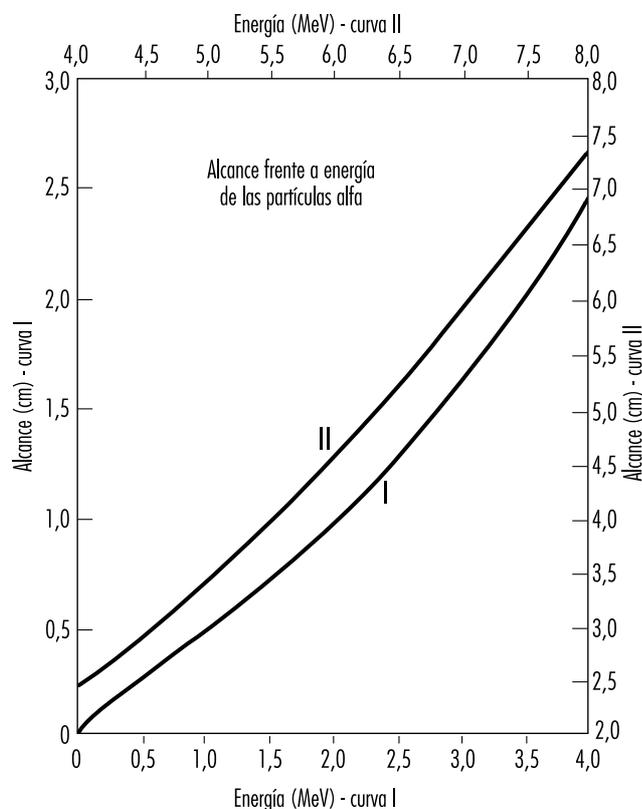
Los radionucleidos emisores de partículas alfa son en general núcleos relativamente pesados. Casi todos los emisores alfa tienen números atómicos iguales o superiores al del plomo ( $^{82}\text{Pb}$ ). Cuando un núcleo se desintegra y emite una partícula alfa, su número atómico (el número de protones) y su número de neutrones disminuyen en dos, mientras que su número másico se reduce en cuatro. Por ejemplo, la desintegración alfa del uranio 238 ( $^{238}\text{U}$ ) a torio 234 ( $^{234}\text{Th}$ ) se representa por:



El superíndice de la izquierda es el número másico (número de protones más neutrones), el subíndice de la izquierda es el número atómico (número de protones) y el subíndice de la derecha es el número de neutrones.

Los emisores alfa corrientes emiten partículas alfa con energías cinéticas entre unos 4 y 5,5 MeV. El alcance de estas partículas alfa en el aire no sobrepasa los 5 cm (véase la Figura 48.9). Se necesitan partículas alfa con una energía de 7,5 MeV para penetrar la epidermis (capa protectora de la piel, de 0,07 mm de espesor). Los emisores alfa no plantean por lo general ningún peligro de radiación externa. Sólo son peligrosos si se captan al interior del cuerpo. Como depositan su energía a corta

Figura 48.9 • Relación entre alcance y energía de partículas alfa lentas en el aire a 15 y 760 mm.



Fuente: Bethe 1950.

distancia, las partículas alfa constituyen una radiación de alta transferencia lineal de energía (TLE) y tienen un factor de ponderación radiológica elevado, cuyo valor típico es  $w_R = 20$ .

### Partículas beta

Una partícula beta es un electrón o positrón muy energético. (El positrón es la antipartícula del electrón. Tiene la misma masa y la mayoría de las demás propiedades del electrón, salvo su carga, cuya magnitud es exactamente la misma que la del electrón, pero de signo positivo.) Los radionucleidos emisores beta pueden ser de peso atómico alto o bajo.

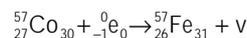
Los radionucleidos que tienen exceso de protones en comparación con nucleidos estables de número másico similar al suyo pueden desintegrarse cuando un protón del núcleo se convierte en neutrón. Cuando así sucede, el núcleo emite un positrón y una partícula extraordinariamente ligera y que muy rara vez interactúa llamada neutrino. (El neutrino y su antipartícula carecen de interés en protección radiológica.) Cuando ha cedido la mayoría de su energía cinética, el positrón termina por colisionar con un electrón, con lo que se aniquilan ambos. La radiación de aniquilación producida es casi siempre la de dos fotones de 0,511 keV (kiloelectronvoltios) que se desplazan en sentidos separados por 180 grados. La desintegración típica con emisión de un positrón se representa por:



donde el positrón está representado por  $\beta^+$  y el neutrino por  $\nu$ . Obsérvese que el nucleido resultante tiene el mismo número

másico que el nucleido padre y un número atómico (de protones) menor en una unidad y un número de neutrones mayor en una unidad que los del nucleido original.

En la desintegración, la captura de un electrón compite con la pérdida de un positrón. En la desintegración con captura de electrón, el núcleo absorbe un electrón orbital y emite un neutrino. Una desintegración típica con captura de electrón viene dada por:



La captura de un electrón es posible siempre que el núcleo resultante tenga una energía total menor que la del núcleo inicial. En cambio, la desintegración con positrón exige que la energía total del átomo inicial sea mayor que la del átomo resultante en más de 1,02 MeV (dos veces la energía másica residual del positrón).

De manera similar a la desintegración con positrón y con captura de electrón, la desintegración con negatrón ( $\beta^-$ ) ocurre en núcleos que tengan exceso de neutrones en comparación con núcleos estables del mismo número másico. En este caso, el núcleo emite un negatrón (electrón energético) y un antineutrino. Una desintegración típica con negatrón se representa por:



donde el negatrón se representa por  $\beta^-$  y el antineutrino por  $\bar{\nu}$ . Aquí, el núcleo resultante gana un protón a expensas de un neutrón, pero tampoco cambia su número másico.

La desintegración alfa es una reacción de dos cuerpos, de manera que las partículas se emiten con energías cinéticas discretas. En cambio, la desintegración beta es una reacción de tres cuerpos, de forma que las partículas beta se emiten en un espectro de energías. La energía máxima del espectro depende del radionucleido que se desintegra. La energía beta media del espectro es de alrededor de un tercio de la energía máxima (véase la Figura 48.10).

Las energías beta máximas típicas oscilan desde 18,6 keV para el tritio ( ${}^3\text{H}$ ) a 1,71 MeV para el fósforo 32 ( ${}^{32}\text{P}$ ).

El alcance de las partículas beta en el aire es de unos 3,65 m por MeV de energía cinética. Se necesitan partículas beta de 70 keV de energía como mínimo para atravesar la epidermis. Las partículas beta son radiación de baja TLE.

### Radiación gamma

La radiación gamma es radiación electromagnética emitida por un núcleo cuando experimenta una transición de un estado de energía más alta a un estado energético más bajo. El número de protones y neutrones del núcleo no varía en estas transiciones. El

Figura 48.10 • Espectro de energía de negatrones emitidos por el  ${}^{32}\text{P}$ .

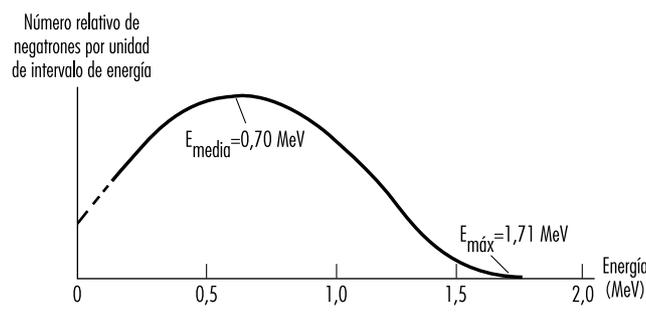
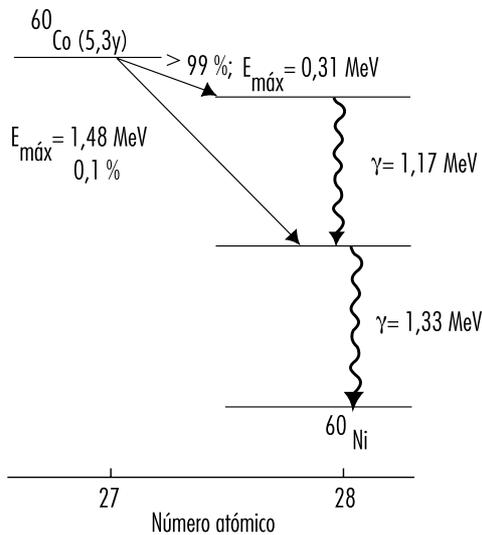


Figura 48.11 • Esquema de desintegración radiactiva del <sup>60</sup>Co.



núcleo puede haber quedado en el estado de más energía después de una desintegración alfa o beta anterior. Es decir, los rayos gamma se emiten a menudo inmediatamente después de una desintegración alfa o beta. Los rayos gamma también pueden ser el resultado de la captura de un neutrón y de la dispersión inelástica de partículas subatómicas por núcleos. Los rayos gamma más energéticos se han observado en los rayos cósmicos.

En la Figura 48.11 se representa el esquema de desintegración del cobalto 60 (<sup>60</sup>Co). Muestra una cascada de dos rayos gamma emitidos para transformarse en níquel 60 (<sup>60</sup>Ni), con energías de 1,17 MeV y 1,33 MeV, después de la desintegración beta del <sup>60</sup>Co.

La Figura 48.12 ilustra el esquema de desintegración del molibdeno 99 (<sup>99</sup>Mo). Obsérvese que el núcleo de tecnecio 99 resultante (<sup>99m</sup>Tc) tiene un estado excitado que dura un tiempo excepcionalmente prolongado (*t*<sub>1/2</sub> = 6 h). Un núcleo excitado de este tipo se denomina *isómero*. La mayoría de los estados nucleares excitados tienen períodos de semidesintegración comprendidos entre algunos picosegundos (ps) y 1 microsegundo (μs).

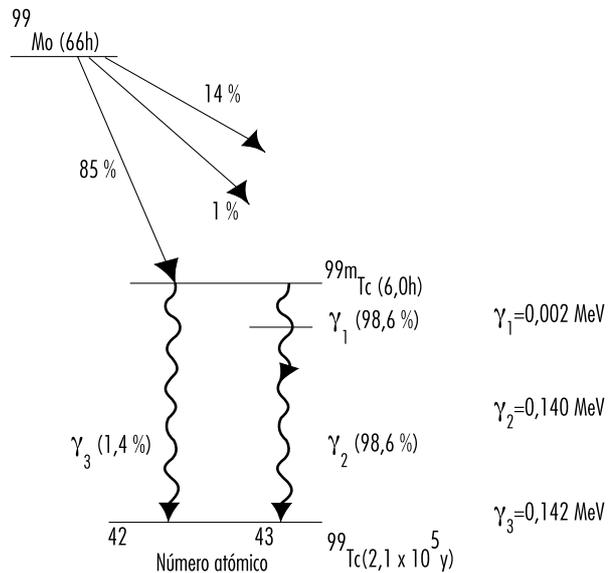
La Figura 48.13 ilustra el esquema de desintegración del arsénico 74 (<sup>74</sup>As), que demuestra que algunos radionucleidos se desintegran en más de una forma.

Mientras que las partículas alfa y beta tienen alcances definidos en la materia, los rayos gamma experimentan una atenuación exponencial (si se pasa por alto la acumulación que resulta de la dispersión dentro de un material) a medida que atraviesan la materia. Cuando puede prescindirse de la acumulación, la atenuación de los rayos gamma viene dada por:

$$I(x) = I(0) \cdot e^{-\mu x}$$

donde *I*(*x*) es la intensidad de los rayos gamma en función de la distancia *x* en el material y *μ* es el coeficiente másico de atenuación. El coeficiente másico de atenuación depende de la energía de los rayos gamma y del material con el que interactúan los rayos gamma. Los valores del coeficiente másico de atenuación están tabulados en numerosos documentos de referencia. La Figura 48.14 muestra la absorción de rayos gamma en la materia en condiciones de buena geometría (puede ignorarse la acumulación).

Figura 48.12 • Esquema de desintegración radiactiva del <sup>99</sup>Mo.



La acumulación tiene lugar cuando un haz ancho de rayos gamma interactúa con la materia. La intensidad medida en puntos dentro del material aumenta en relación con el valor esperado en "buena geometría" (haz estrecho) a causa de los rayos gamma que se dispersan por los lados del haz directo en el interior del dispositivo de medición. El grado de acumulación depende de la geometría del haz, del material y de la energía de los rayos gamma.

La conversión interna compite con la emisión gamma cuando un núcleo se transforma de un estado de más energía a otro de energía menor. En la conversión interna, en lugar de emitirse un rayo gamma desde el núcleo, se expulsa un electrón de una órbita interior del átomo. El electrón expulsado es ionizante

Figura 48.13 • Esquema de desintegración radiactiva del <sup>74</sup>As, que ilustra los procesos competidores de emisión de negatrones, emisión de positrones y captura de electrones (*m*<sub>0</sub> es la masa residual del electrón).

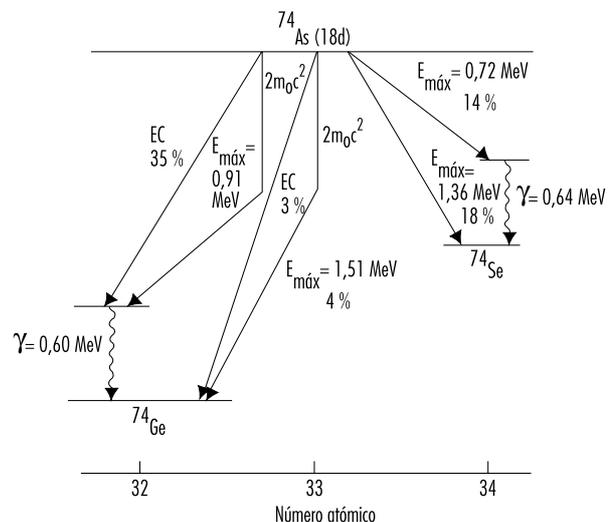
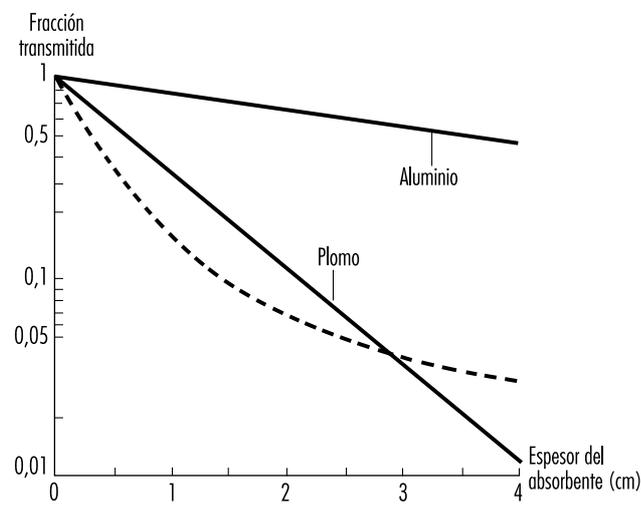


Figura 48.14 • Atenuación de rayos gamma de 667 keV en Al y Pb en condiciones de buena geometría (la línea discontinua representa la atenuación de un haz polienergético de fotones).



directamente. A medida que los electrones de las órbitas exteriores caen a niveles de energía más bajos para llenar el hueco dejado por el electrón expulsado, el átomo emite rayos X. La probabilidad de conversión interna frente a la probabilidad de emisión gamma aumenta con el número atómico.

**Rayos X**

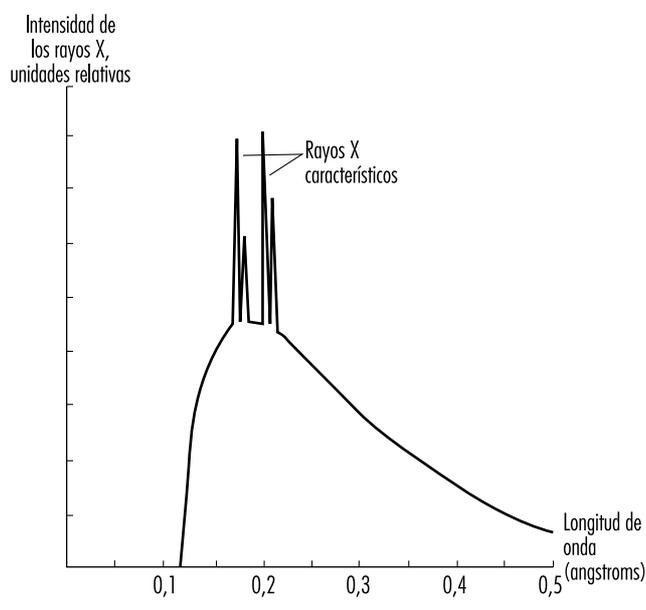
Los rayos X son una radiación electromagnética y, en ese sentido, son idénticos a los rayos gamma. La distinción entre rayos X y rayos gamma radica en su origen. Mientras que los rayos gamma se originan en el núcleo atómico, los rayos X resultan de interacciones entre electrones. Aunque a menudo los rayos X tienen energía inferior a la de los rayos gamma, éste no es el criterio que los diferencia. Se pueden producir rayos X con energías mucho más elevadas que las de los rayos gamma procedentes de la desintegración radiactiva.

La conversión interna antes explicada es uno de los métodos de producción de rayos X. En este caso, los rayos X resultantes tienen energías discretas iguales a la diferencia de los niveles de energía entre los que saltan los electrones orbitales.

Las partículas cargadas emiten radiación electromagnética siempre que son aceleradas o frenadas. La cantidad de radiación emitida es inversamente proporcional a la cuarta potencia de la masa de la partícula. Por consiguiente, los electrones emiten mucha más radiación X que partículas más pesadas, como los protones, si todas las demás condiciones son iguales. Los sistemas de rayos X producen rayos X mediante la aceleración de electrones que circulan a través de una gran diferencia de potencial eléctrico, de muchos kV o MV. Los electrones son después frenados rápidamente en un material denso y resistente al calor, como el tungsteno (W).

Los rayos X emitidos desde estos sistemas tienen energías que se extienden en un espectro que va desde alrededor de cero hasta la energía cinética máxima adquirida por los electrones antes de la deceleración. A menudo, a este espectro continuo se superponen rayos X de energía discreta, que se producen cuando los electrones frenados ionizan el material del blanco o anticátodo. Como otros electrones orbitales saltan para llenar los huecos dejados tras la ionización, emiten rayos X de energías discretas similares a los rayos X que se emiten después de la

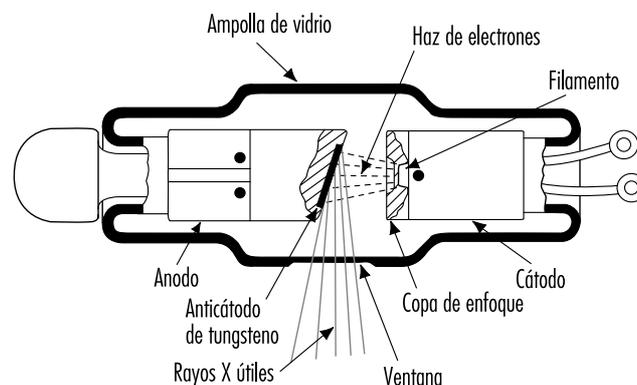
Figura 48.15 • Espectro de rayos X que ilustra la contribución de los rayos X característicos producidos a medida que los electrones llenan los huecos de la capa K de W (la longitud de onda de los rayos X es inversamente proporcional a su energía).



conversión interna. Reciben el nombre de rayos X *característicos* porque son característicos del material del blanco (anticátodo). Véase en la Figura 48.15 un espectro típico de rayos X. En la Figura 48.16 se ofrece un esquema de un tubo de rayos X típico.

Los rayos X interactúan con la materia de igual manera que los rayos gamma, pero una simple ecuación de atenuación exponencial no describe con precisión la atenuación de rayos X con una gama continua de energías (véase la Figura 48.14). Sin embargo, como los rayos X de energía más baja son eliminados del haz a medida que atraviesan el material con más rapidez que los de mayor energía, la descripción de la atenuación se aproxima a una función exponencial.

Figura 48.16 • Dibujo simplificado de un tubo de rayos X con un ánodo estacionario y un filamento calentado.

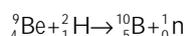


### Neutrones

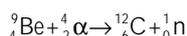
Por lo general, los neutrones no son emitidos como resultado directo de la desintegración radiactiva natural, sino que se producen durante reacciones nucleares. Los reactores nucleares son los que generan neutrones con mayor abundancia, pero los aceleradores de partículas y las fuentes especiales de neutrones, denominadas fuentes ( $\alpha$ , n), también pueden producir neutrones.

Los reactores nucleares producen neutrones cuando los núcleos del uranio (U) que constituye el combustible nuclear se desdoblán o fisionan. De hecho, la producción de neutrones es esencial para mantener la fisión nuclear en un reactor.

Los aceleradores de partículas producen neutrones mediante la aceleración de partículas cargadas, como protones o electrones, hasta que alcanzan altas energías, para bombardear con ellas los núcleos estables de un blanco. Las partículas que pueden resultar de estas reacciones nucleares no son únicamente neutrones. Por ejemplo, la siguiente reacción produce neutrones en un ciclotrón que acelera iones deuterio para bombardear un blanco de berilio:



Los emisores alfa mezclados con berilio son fuentes de neutrones portátiles. Estas fuentes ( $\alpha$ , n) producen neutrones mediante la reacción:



La fuente de las partículas alfa puede ser de isótopos como el polonio 210 ( ${}^{210}\text{Po}$ ), el plutonio 239 ( ${}^{239}\text{Pu}$ ) y el americio 241 ( ${}^{241}\text{Am}$ ).

Los neutrones se clasifican en general por su energía, como se ilustra en la Tabla 48.8. Esta clasificación es un tanto arbitraria y puede variar en contextos diferentes.

Existen varios modos posibles de interacción del neutrón con la materia, pero las dos formas principales a efectos de seguridad radiológica son la dispersión elástica y la captura de neutrones.

La dispersión elástica es el medio por el que los neutrones de mayor energía son reducidos para producir energía térmica. Los neutrones de mayor energía interactúan sobre todo por dispersión elástica y en general no causan fisión ni producen material radiactivo por captura de neutrones. Los neutrones térmicos son los principales responsables de los últimos tipos de interacción.

La dispersión elástica se produce cuando un neutrón interactúa con un núcleo y rebota con menos energía. El núcleo con el que ha chocado capta la energía cinética que el neutrón pierde. Después de ser excitado de este modo, el núcleo libera pronto esta energía en forma de radiación gamma.

Si el neutrón llega a alcanzar energías térmicas (llamadas así porque el neutrón está en equilibrio térmico con su entorno), es capturado fácilmente por la mayoría de los núcleos. Al no tener carga, los neutrones no son repelidos por los núcleos con cargas

positivas, como les ocurre a los protones. Cuando un neutrón térmico se aproxima a un núcleo y se sitúa dentro del radio de acción de la fuerza nuclear potente, del orden de algunos fm (1 fm =  $10^{-15}$  metros), el núcleo captura el neutrón. El producto resultante puede ser un núcleo radiactivo que emite un fotón u otra partícula o bien, en el caso de núcleos fisionables como  ${}^{235}\text{U}$  y  ${}^{239}\text{Pu}$ , el núcleo captador puede fisionarse en dos núcleos más pequeños y más neutrones.

Las leyes de la cinemática indican que los neutrones alcanzarán energías térmicas con mayor rapidez si en el medio de dispersión elástica existe un gran número de núcleos ligeros. Un neutrón que rebota en un núcleo ligero pierde un porcentaje mucho mayor de su energía cinética que si rebota en un núcleo pesado. Por este motivo, el agua y los materiales hidrogenados son el mejor material de blindaje para frenar neutrones.

Un haz de neutrones monoenergético experimentará una atenuación exponencial en el material según una ecuación similar a la indicada antes para los fotones. La probabilidad de que un neutrón interactúe con un núcleo dado se describe en función del valor de la *sección eficaz*. La sección eficaz se mide en unidades de superficie. La unidad especial utilizada para la sección eficaz es el *barn* (b), definido por:

$$1\text{b} = 10^{-24}\text{cm}^2$$

Es extremadamente difícil producir neutrones sin acompañamiento de rayos gamma y rayos X. En general, cabe suponer que, si hay presentes neutrones, también hay fotones de alta energía.

## Fuentes de radiación ionizante

### Radionucleidos primordiales

En la naturaleza se encuentran radionucleidos primordiales porque sus períodos de semidesintegración son comparables con la edad de la Tierra. En la Tabla 48.9 se recogen los radionucleidos primordiales más importantes.

Los isótopos del uranio y del torio encabezan una larga cadena de radioisótopos descendientes que están presentes también en la naturaleza. La Figura 48.17, A-C, ilustra las cadenas de desintegración de  ${}^{232}\text{Th}$ ,  ${}^{238}\text{U}$  y  ${}^{235}\text{U}$ , respectivamente. Como la desintegración alfa es común para números másicos superiores a 205 y el número másico de la partícula alfa es 4, hay cuatro cadenas de desintegración distintas de los núcleos pesados. Una de estas cadenas (véase la Figura 48.17, D), la del  ${}^{237}\text{Np}$ , no ocurre en la naturaleza, debido a que no contiene un radionucleido primordial (es decir, ningún radionucleido de esta cadena tiene un período de semidesintegración comparable con la edad de la Tierra).

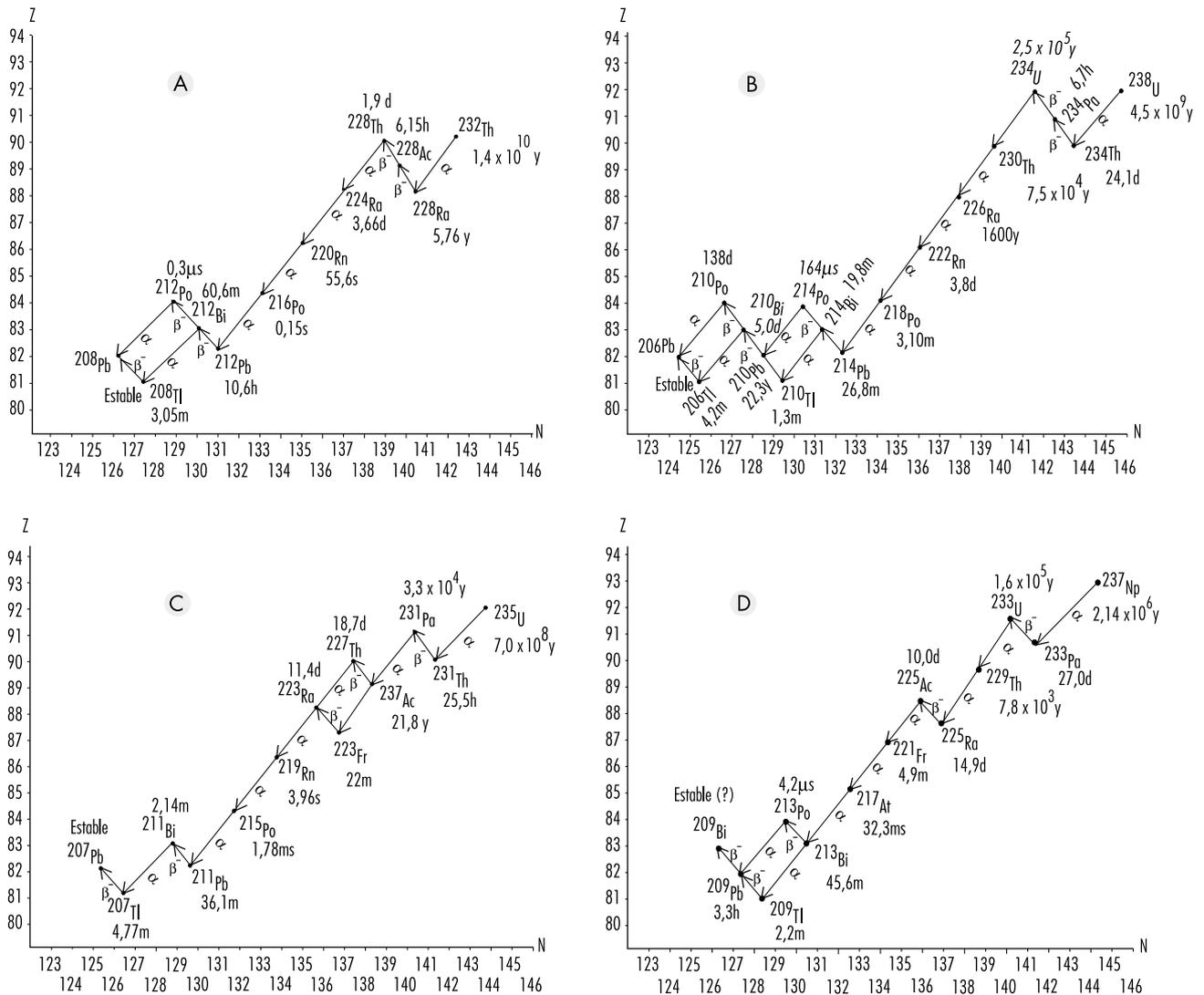
Tabla 48.8 • Clasificación de los neutrones por su energía cinética.

Tipo	Escala energética
Lentos o térmicos	0-0,1 keV
Intermedios	0,1-20 keV
Rápidos	20 keV-10 MeV
De alta energía	>10 MeV

Tabla 48.9 • Radionucleidos primordiales.

Radioisótopo	Período de semidesintegración ( $10^9$ Y)	Abundancia (%)
${}^{238}\text{U}$	4,47	99,3
${}^{232}\text{Th}$	14,0	100
${}^{235}\text{U}$	0,704	0,720
${}^{40}\text{K}$	1,25	0,0117
${}^{87}\text{Rb}$	48,9	27,9

Figura 48.17 • Series de desintegración (Z = número atómico; N = número másico).



(A): Serie de desintegración del  $^{232}\text{Th}$ ; (B): Serie de desintegración del  $^{238}\text{U}$ ; (C): Serie de desintegración del  $^{235}\text{U}$ ; (D): Serie de desintegración del  $^{237}\text{Np}$ .

Obsérvese que en todas las cadenas hay isótopos del radón (Rn) ( $^{219}\text{Rn}$ ,  $^{220}\text{Rn}$  y  $^{222}\text{Rn}$ ). Como el Rn es un gas, una vez que se produce Rn éste tiene la oportunidad de escapar a la atmósfera desde la matriz donde se formó. Ahora bien, el período de semidesintegración del  $^{219}\text{Rn}$  es demasiado corto para que lleguen cantidades significativas del mismo a una zona donde se le puede respirar. El relativamente corto período de semidesintegración del  $^{220}\text{Rn}$  lo suele convertir en un peligro para la salud menor que el representado por el  $^{222}\text{Rn}$ .

Sin contar el Rn, los radionucleidos primordiales externos al cuerpo humano entregan una dosis efectiva media de unos 0,3 mSv anuales a la población humana. La dosis efectiva real anual varía entre límites amplios y está determinada sobre todo por la concentración de uranio y torio en el suelo local. En algunas partes del mundo en que son corrientes las arenas de monacita, la dosis efectiva anual recibida por un miembro de la población es de hasta unos 20 mSv. En otros lugares, como en

atolones de coral y cerca de la orilla del mar, este valor puede bajar hasta 0,03 mSv (véase la Figura 48.17).

El radón suele considerarse por separado de otros radionucleidos terrestres presentes en la naturaleza. Aflora al aire desde el suelo. Una vez en el aire, el Rn se desintegra aún más a isótopos radiactivos de Po, bismuto (Bi) y Pb. Esta progenie de radionucleidos se une a partículas de polvo que pueden ser respiradas y quedar atrapadas en los pulmones. Como son emisores alfa, ceden casi toda su energía de radiación a los pulmones.

Se estima que la dosis equivalente media anual recibida por los pulmones debida a esta exposición se sitúa en torno a 20 mSv. Esta dosis equivalente en los pulmones es comparable con una dosis efectiva de unos 2 mSv en todo el cuerpo. Es evidente que el Rn y su progenie de radionucleidos son los contribuyentes más importantes a la dosis efectiva de radiación de fondo (véase la Figura 48.17).

### Rayos cósmicos

La radiación cósmica se compone de partículas energéticas de origen extraterrestre que inciden en la atmósfera de la Tierra (fundamentalmente partículas y en su mayor parte protones). También incluye partículas secundarias, casi todos fotones, neutrones y muones generados por las interacciones de las partículas primarias con gases de la atmósfera.

En virtud de estas interacciones, la atmósfera sirve de escudo contra la radiación cósmica, y cuanto más delgado sea este escudo, mayor será la tasa de dosis efectiva. Es decir, la tasa de dosis efectiva de rayos cósmicos aumenta con la altitud. Por ejemplo, la tasa de dosis a 1.800 metros de altura es alrededor del doble que al nivel del mar.

Como la radiación cósmica primaria consta esencialmente de partículas cargadas, recibe la influencia del campo magnético terrestre. Así, los habitantes de latitudes altas reciben dosis eficaces de radiación cósmica mayores que los que se encuentran más cerca del Ecuador. La variación debida a este efecto es del orden del 10 %.

Por último, la tasa de dosis efectiva de rayos cósmicos varía con la modulación de la salida de rayos cósmicos desde el Sol. En promedio, los rayos cósmicos contribuyen en alrededor de 0,3 mSv a la dosis efectiva de radiación de fondo en todo el cuerpo.

### Radionucleidos cosmógenos

Los rayos cósmicos producen radionucleidos cosmógenos en la atmósfera. Los más destacados de éstos son el tritio ( $^3\text{H}$ ), el berilio 7 ( $^7\text{Be}$ ), el carbono 14 ( $^{14}\text{C}$ ) y el sodio 22 ( $^{22}\text{Na}$ ). Son producidos por rayos cósmicos que interactúan con gases atmosféricos. Los

radionucleidos cosmógenos entregan una dosis efectiva anual de unos 0,01 mSv, que en su mayor parte procede del  $^{14}\text{C}$ .

### Lluvia radiactiva

Desde el decenio de 1940 hasta el de 1960, se realizaron numerosas pruebas de armas nucleares sobre la superficie terrestre. Estas pruebas produjeron grandes cantidades de materiales radiactivos y los distribuyeron al medio ambiente de todo el mundo en forma de *lluvia radiactiva*. Aunque muchos de estos desechos se han transformado desde entonces en isótopos estables, las pequeñas cantidades que permanecen serán todavía una fuente de exposición durante muchos años. Además, las naciones que siguen realizando pruebas ocasionales de armas nucleares en la atmósfera añaden radiactividad a las existencias mundiales.

Los contribuyentes principales de la lluvia radiactiva a la dosis efectiva son en la actualidad el estroncio 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ) y el cesio 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ), los dos con períodos de semidesintegración de alrededor de 30 años. La dosis efectiva media anual debida a la lluvia radiactiva es de unos 0,05 mSv.

### Material radiactivo en el organismo

La acumulación de radionucleidos naturales en el cuerpo humano es sobre todo resultado de la inhalación e ingestión de estos materiales del aire, los alimentos y el agua. Entre estos nucleidos se encuentran radioisótopos de Pb, Po, Bi, Ra, K (potasio), C, H, U y Th. De ellos, el  $^{40}\text{K}$  es el contribuyente máximo. Los radionucleidos naturales depositados en el cuerpo contribuyen en unos 0,3 mSv a la dosis efectiva anual.

### Radiación producida por máquinas

La utilización de rayos X en las artes curativas es la mayor fuente de exposición a la radiación producida por máquinas. Millones de sistemas de rayos X médicos están en uso en todo el mundo. La exposición media a estos sistemas de rayos X médicos depende en gran medida del acceso de una población a los servicios sanitarios. En los países desarrollados, la dosis efectiva media anual debida a radiación de rayos X por prescripción médica y a material radiactivo para diagnóstico y tratamiento es del orden de 1 mSv.

Los rayos X son un subproducto de la mayoría de los aceleradores de partículas en la física de altas energías, sobre todo los que aceleran electrones y positrones. Sin embargo, un blindaje y unas medidas de seguridad adecuadas, más la escasa población en riesgo, convierten a esta fuente de exposición a la radiación en menos importante que las fuentes anteriores.

### Radionucleidos producidos por máquinas

Los aceleradores de partículas pueden producir una gran variedad de radionucleidos en cantidades variables mediante reacciones nucleares. Las partículas aceleradas son protones, deuterones (núcleos de  $^2\text{H}$ ), partículas alfa, mesones cargados, iones pesados y otros. Los materiales que hacen de blanco pueden ser de casi cualquier isótopo.

Los aceleradores de partículas son prácticamente la única fuente de radioisótopos emisores de positrones. (Los reactores nucleares tienden a producir radioisótopos ricos en neutrones que se desintegran por emisión de neutrones.) También se utilizan cada vez más para producir isótopos de vida corta destinados a aplicaciones médicas, en especial para tomografía por emisión de positrones (TEP).

### Materiales y productos de consumo de tecnología avanzada

En gran número de actividades de la vida moderna aparecen rayos X y materiales radiactivos, unos deseados y otros indeseables. En la Tabla 48.10 se enumeran estas fuentes de radiación.

Tabla 48.10 • Fuentes y estimaciones de las dosis efectivas asociadas a la población debidas a materiales y a productos de consumo de tecnología avanzada.

<b>Grupo I—Comprende un gran número de personas y la dosis efectiva individual es muy amplia</b>	
Productos del tabaco	Combustibles
Suministro doméstico de agua	Vidrio y cerámica
Materiales de construcción	Vidrio oftálmico
Minería y productos agrícolas	
<b>Grupo II—Comprende un gran número de personas pero la dosis efectiva es relativamente pequeña o está limitada a una pequeña parte del cuerpo</b>	
Receptores de televisión	Materiales de construcción de carreteras y autopistas
Productos radioluminosos	Transporte aéreo de materiales radiactivos
Sistemas de inspección de aeropuertos	Irradiadores de chispas y tubos electrónicos
Detectores de gases y aerosoles (humos)	Productos de torio—cebadores de lámparas fluorescentes y camisas de lámparas de gas
<b>Grupo III—Comprende relativamente pocas personas y la dosis efectiva colectiva es pequeña</b>	
Productos de torio—varillas para soldar de tungsteno	

Fuente: NCRP 1987.

## ● DISEÑO DE PUESTOS DE TRABAJO PARA SEGURIDAD RADIOLOGICA

*Gordon M. Lodde*

### Características básicas del diseño de las instalaciones radiológicas

Los peligros que entrañan la manipulación y el uso de fuentes de radiación exigen características especiales de diseño y construcción de estas instalaciones que no se requieren en laboratorios o áreas de trabajo normales. Estas características especiales de diseño se incorporan de tal forma que los trabajadores no soporten incomodidades pero tengan la seguridad de que no están expuestos a peligros radiológicos externos o internos excesivos.

El acceso a todas las zonas en las que pueda producirse exposición a fuentes de radiación o a materiales radiactivos deberá estar controlado, y no sólo en relación con los trabajadores de la instalación a quienes se puede permitir la entrada en dichas

áreas de trabajo, sino también con respecto al tipo de ropa o equipo protector que deben llevar y a las precauciones que deben adoptar en las zonas controladas. En la administración de estas medidas de control, sirve de gran ayuda clasificar las zonas de trabajo en función de que exista o no radiación ionizante, contaminación radiactiva o ambas. La introducción de estos conceptos clasificatorios de las zonas de trabajo en las primeras fases de la planificación permitirá que la instalación posea después todas las características necesarias para hacer menos peligrosas las operaciones con fuentes de radiación.

### Clasificación de las zonas de trabajo y los tipos de laboratorio

La base de la clasificación de la zona de trabajo es la agrupación de los radionucleidos según sus radiotoxicidades relativas por unidad de actividad. En el grupo I deben entrar los radionucleidos de toxicidad muy alta, en el grupo II los de toxicidad moderada a alta, en el grupo III los radionucleidos de toxicidad moderada y en el grupo IV los de toxicidad baja. La Tabla 48.11 muestra la clasificación de numerosos radionucleidos por grupos de toxicidad.

Tabla 48.11 • Clasificación de los radionucleidos por la radiotoxicidad relativa de una unidad de actividad.

<b>Grupo I: Toxicidad muy alta</b>									
<sup>210</sup> Pb	<sup>210</sup> Po	<sup>223</sup> Ra	<sup>226</sup> Ra	<sup>228</sup> Ra	<sup>227</sup> Ac	<sup>227</sup> Th	<sup>228</sup> Th	<sup>230</sup> Th	<sup>231</sup> Pa
<sup>230</sup> U	<sup>232</sup> U	<sup>233</sup> U	<sup>234</sup> U	<sup>237</sup> Np	<sup>238</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu
<sup>241</sup> Am	<sup>243</sup> Am	<sup>242</sup> Cm	<sup>243</sup> Cm	<sup>244</sup> Cm	<sup>245</sup> Cm	<sup>246</sup> Cm	<sup>249</sup> Cm	<sup>250</sup> Cf	<sup>252</sup> Cf
<b>Grupo II: Toxicidad alta</b>									
<sup>22</sup> Na	<sup>36</sup> Cl	<sup>45</sup> Ca	<sup>46</sup> Sc	<sup>54</sup> Mn	<sup>56</sup> Co	<sup>60</sup> Co	<sup>89</sup> Sr	<sup>90</sup> Sr	<sup>91</sup> Y
<sup>95</sup> Zr	<sup>106</sup> Ru	<sup>110</sup> Ag <sup>m</sup>	<sup>115</sup> Cd <sup>m</sup>	<sup>114</sup> In <sup>m</sup>	<sup>124</sup> Sb	<sup>125</sup> Sb	<sup>127</sup> Te <sup>m</sup>	<sup>129</sup> Te <sup>m</sup>	<sup>124</sup> I
<sup>126</sup> I	<sup>131</sup> I	<sup>133</sup> I	<sup>134</sup> Cs	<sup>137</sup> Cs	<sup>140</sup> Ba	<sup>144</sup> Ce	<sup>152</sup> Eu (13 a)	<sup>154</sup> Eu	<sup>160</sup> Tb
<sup>170</sup> Tm	<sup>181</sup> Hf	<sup>210</sup> Bi	<sup>182</sup> Ta	<sup>192</sup> Ir	<sup>204</sup> Tl	<sup>207</sup> Bi	<sup>230</sup> Pa	<sup>211</sup> At	<sup>212</sup> Pb
<sup>224</sup> Ra	<sup>228</sup> Ac	<sup>234</sup> Th	<sup>236</sup> U	<sup>249</sup> Bk					
<b>Grupo III: Toxicidad moderada</b>									
<sup>7</sup> Be	<sup>14</sup> C	<sup>18</sup> F	<sup>24</sup> Na	<sup>38</sup> Cl	<sup>31</sup> Si	<sup>32</sup> P	<sup>35</sup> S	<sup>41</sup> A	<sup>42</sup> K
<sup>43</sup> K	<sup>47</sup> Sc	<sup>48</sup> Sc	<sup>48</sup> V	<sup>51</sup> Cr	<sup>52</sup> Mn	<sup>56</sup> Mn	<sup>52</sup> Fe	<sup>55</sup> Fe	<sup>59</sup> Fe
<sup>57</sup> Co	<sup>53</sup> Ni	<sup>65</sup> Ni	<sup>64</sup> Cu	<sup>65</sup> Zn	<sup>69</sup> Zn <sup>m</sup>	<sup>72</sup> Ga	<sup>73</sup> As	<sup>74</sup> As	<sup>76</sup> As
<sup>77</sup> As	<sup>82</sup> Br	<sup>85</sup> Kr <sup>m</sup>	<sup>87</sup> Kr	<sup>86</sup> Rb	<sup>85</sup> Sr	<sup>91</sup> Sr	<sup>90</sup> Y	<sup>92</sup> Y	<sup>93</sup> Y
<sup>97</sup> Zr	<sup>95</sup> Nb	<sup>99</sup> Mo	<sup>96</sup> Tc	<sup>97</sup> Tc <sup>m</sup>	<sup>97</sup> Tc	<sup>99</sup> Tc	<sup>97</sup> Ru	<sup>103</sup> Ru	<sup>105</sup> Ru
<sup>105</sup> Rh	<sup>109</sup> Pd	<sup>105</sup> Ag	<sup>111</sup> Ag	<sup>109</sup> Cd	<sup>115</sup> Cd	<sup>115</sup> In <sup>m</sup>	<sup>113</sup> Sn	<sup>125</sup> Sn	<sup>122</sup> Sb
<sup>125</sup> Te <sup>m</sup>	<sup>129</sup> Te	<sup>131</sup> Te <sup>m</sup>	<sup>132</sup> Te	<sup>130</sup> I	<sup>132</sup> I	<sup>134</sup> I	<sup>135</sup> I	<sup>135</sup> Xe	<sup>131</sup> Cs
<sup>136</sup> Cs	<sup>140</sup> La	<sup>141</sup> Ce	<sup>143</sup> Ce	<sup>142</sup> Pr	<sup>143</sup> Pr	<sup>147</sup> Nd	<sup>149</sup> Nd	<sup>147</sup> Pm	<sup>149</sup> Pm
<sup>151</sup> Sm	<sup>152</sup> Eu (9,2 h)	<sup>155</sup> Eu	<sup>153</sup> Gd	<sup>159</sup> Gd	<sup>165</sup> Dy	<sup>166</sup> Dy	<sup>166</sup> Ho	<sup>169</sup> Er	<sup>171</sup> Er
<sup>171</sup> Tm	<sup>177</sup> Lu	<sup>181</sup> W	<sup>185</sup> W	<sup>187</sup> W	<sup>183</sup> Re	<sup>186</sup> Re	<sup>188</sup> Re	<sup>185</sup> Os	<sup>191</sup> Os
<sup>193</sup> Os	<sup>190</sup> Ir	<sup>195</sup> Ir	<sup>191</sup> Pt	<sup>193</sup> Pt	<sup>197</sup> Pt	<sup>196</sup> Au	<sup>198</sup> Au	<sup>199</sup> Au	<sup>197</sup> Hg
<sup>197</sup> Hg <sup>m</sup>	<sup>203</sup> Hg	<sup>200</sup> Tl	<sup>201</sup> Tl	<sup>202</sup> Tl	<sup>203</sup> Pb	<sup>206</sup> Bi	<sup>212</sup> Bi	<sup>220</sup> Rn	<sup>222</sup> Rn
<sup>231</sup> Th	<sup>233</sup> Pa	<sup>239</sup> Np							
<b>Grupo IV: Toxicidad baja</b>									
<sup>3</sup> H	<sup>15</sup> O	<sup>37</sup> A	<sup>58</sup> Co <sup>m</sup>	<sup>59</sup> Ni	<sup>69</sup> Zn	<sup>71</sup> Ge	<sup>85</sup> Kr	<sup>85</sup> Sr <sup>m</sup>	<sup>87</sup> Rb
<sup>91</sup> Y <sup>m</sup>	<sup>93</sup> Zr	<sup>97</sup> Nb	<sup>96</sup> Tc <sup>m</sup>	<sup>99</sup> Tc <sup>m</sup>	<sup>103</sup> Rh <sup>m</sup>	<sup>133</sup> In <sup>m</sup>	<sup>129</sup> I	<sup>131</sup> Xe <sup>m</sup>	<sup>133</sup> Xe
<sup>134</sup> Cs <sup>m</sup>	<sup>135</sup> Cs	<sup>147</sup> Sm	<sup>187</sup> Re	<sup>191</sup> Os <sup>m</sup>	<sup>193</sup> Pt <sup>m</sup>	<sup>197</sup> Pt <sup>m</sup>	<sup>nat</sup> Th	<sup>232</sup> Th	<sup>235</sup> U
<sup>238</sup> U	<sup>nat</sup> U								

(IAEA 1973)

Tabla 48.12 • Clasificación de zonas de trabajo.

Tipo	Definición	Control de acceso	Operaciones típicas
1	Zonas en las que los niveles de dosis absorbida de radiación externa o los de contaminación radiactiva pueden ser altos	Acceso controlado sólo para trabajadores expuestos, en condiciones de trabajo con controles estrictos y equipo protector adecuado	Laboratorios de fuentes radiactivas, zonas muy contaminadas
2	Zonas en las que pueden existir niveles de radiación externa y la posibilidad de contaminación exige instrucciones de operación	Acceso limitado a trabajadores expuestos con ropa y calzado protectores adecuados	Fabricas de luminización y otras instalaciones equivalentes
3	Zonas en las que el nivel medio de radiación externa es inferior a $1 \text{ mGy} \times \text{sem}^{-1}$ y la posibilidad de contaminación radiactiva exige instrucciones de operación especiales	Acceso limitado a trabajadores expuestos, no es precisa ropa protectora	Zonas de trabajo en la vecindad inmediata de operación radiológica; por ejemplo, salas de control
4	Zonas dentro de los confines de una instalación de irradiación donde los niveles de radiación externos son inferiores a $0,1 \text{ mGy} \times \text{sem}^{-1}$ y no existe contaminación radiactiva	Acceso no controlado	Zonas de administración y de espera de los pacientes

(ICRP 1977, IAEA 1973)

Los laboratorios pueden dividirse en tres tipos amplios basándose en consideraciones relativas a la radiotoxicidad, en las cantidades de materiales radiactivos que se manipularán en la zona de trabajo y en el tipo de operaciones que se realizan.

Tabla 48.13 • Clasificación de los laboratorios de manipulación de materiales radiactivos.

Grupo de radionucleidos	Tipo de laboratorio necesario para cada actividad		
	Tipo 1	Tipo 2	Tipo 3
I	<370 kBq	70 kBq a 37 MBq	>37 MBq
II	<37 MBq	37 MBq a 37 GBq	>37 GBq
III	<37 GBq	37 GBq a 370 GBq	>370 GBq
IV	<370 GBq	370 GBq a 37 TBq	>37 Tbq
Factores operativos para uso de material radiactivo en laboratorio		Factores de multiplicación de los niveles de actividad	
Almacenamiento simple		×100	
Operaciones simples en húmedo (por ejemplo, preparación de alícuotas de solución madre)		×10	
Operaciones químicas normales (por ejemplo, preparación y análisis químicos simples)		×1	
Operaciones complejas en húmedo (por ejemplo, operaciones múltiples u operaciones con cristalería compleja)		×0,1	
Operaciones simples en seco (por ejemplo, manipulaciones de polvos de compuestos radiactivos volátiles)		×0,1	
Operaciones en seco y con polvo (por ejemplo, trituración)		×0,01	

(ICRP 1977, IAEA 1973)

La Tabla 48.12 describe los laboratorios por su tipo y pone ejemplos de cada uno de ellos. En la Tabla 48.13 se muestran los tipos de laboratorios junto con la clasificación de las zonas de trabajo y del control del acceso (OIEA 1973).

Los peligros que se derivan del trabajo con material radiactivo no sólo dependen del nivel de radiotoxicidad o de toxicidad química y de la actividad de los radionucleidos, sino también de la forma física y química del material radiactivo y de la naturaleza y complejidad de la operación o de los procedimientos que se realizan.

#### **Emplazamiento de una instalación radiológica en un edificio**

Cuando una instalación radiológica forma parte de un edificio grande, se deben aplicar los criterios siguientes en el momento de decidir su emplazamiento:

- La instalación radiológica debe situarse en una parte poco frecuentada del edificio, de manera que el acceso a la zona pueda controlarse con facilidad.
- El riesgo de incendio debe ser mínimo en la zona elegida.
- El emplazamiento de la instalación radiológica y de la calefacción y ventilación deben ser tales que sean mínimas las posibilidades de difusión superficial y aérea de la contaminación radiactiva.
- El emplazamiento de la instalación radiológica debe elegirse con buen juicio, de manera que con un gasto mínimo en blindaje, los niveles de radiación puedan mantenerse dentro de los límites establecidos en la proximidad inmediata.

#### **Planificación de instalaciones radiológicas**

Cuando se prevea una gradación de niveles de actividad, el laboratorio deberá estar situado de manera que el acceso a las zonas donde existan niveles elevados de radiación o de contaminación radiactiva tenga que ser gradual; es decir, que se entre primero a una zona sin radiación, después a otra de baja actividad, a continuación a otra de actividad media, etc.

Puede evitarse la necesidad de controles de ventilación complejos en laboratorios pequeños si se utilizan campanas o cajas con guantes para manipular fuentes no selladas de material radiactivo. Pero el sistema de ventilación debe diseñarse de manera que facilite la circulación del aire en una dirección, de forma que el material radiactivo que pueda quedar suspendido en el aire se aleje del trabajador expuesto. La circulación del aire

debe ser siempre desde una zona no contaminada hacia otra contaminada o que pueda estarlo.

Para la manipulación de fuentes no selladas de radiactividad baja o media, la velocidad media del aire por la abertura de la campana deberá ser de unos  $0,5 \text{ ms}^{-1}$ . Si la radiotoxicidad es elevada o el nivel de radiactividad alto, la velocidad del aire por la abertura deberá aumentarse hasta una media de  $0,6$  a  $1,0 \text{ ms}^{-1}$ . Ahora bien, se tendrá en cuenta que una velocidad excesiva del aire puede extraer materiales radiactivos de contenedores abiertos y contaminar toda la zona de la campana.

La colocación de la campana en relación con las corrientes de aire que crucen el laboratorio es importante. En general, una campana debe situarse lejos de los pasos por donde entra el suministro o la renovación del aire. Si se emplean ventiladores de dos velocidades podrán funcionar a velocidad más alta mientras la campana se utilice y a menor velocidad cuando esté cerrada.

La finalidad de todo sistema de ventilación debe ser:

- proporcionar condiciones de trabajo confortables;
- proporcionar renovaciones continuas de aire (de tres a cinco renovaciones por hora) para eliminar y diluir los contaminantes indeseables del aire,
- reducir al mínimo la contaminación de otras zonas del edificio y del entorno.

En el diseño de instalaciones radiológicas, los requisitos de blindaje grueso pueden reducirse al mínimo mediante la adopción de ciertas medidas sencillas. Por ejemplo, en el caso de instalaciones de radioterapia, aceleradores, generadores de neutrones o fuentes de radiación panorámicas, un laberinto puede reducir la necesidad de montar una puerta con capa gruesa de plomo. El adelgazamiento gradual de la barrera protectora primaria en áreas que no se encuentran en el camino del haz útil o el enterramiento total o parcial de la instalación pueden reducir bastante la cantidad de blindaje necesario.

Es preciso conceder la máxima atención a la colocación adecuada de las ventanas de observación, de los cables de los conductos subterráneos y de los deflectores del sistema de ventilación. La ventana de observación sólo debe interceptar la radiación dispersada. Mejor aún es un circuito cerrado de televisión, que además puede mejorar la eficiencia.

#### **Acabados superficiales dentro de una zona de trabajo**

Todas las superficies rugosas, como las de yeso, hormigón, madera, etc., se deben sellar con un material adecuado. La elección del material debe hacerse teniendo en cuenta las consideraciones siguientes:

- conseguir una superficie lisa y químicamente inerte;
- las condiciones ambientales de temperatura, humedad y desgaste mecánico a las que pueden estar expuestas las superficies;
- compatibilidad con los campos de radiación a los que se expone la superficie,
- la necesidad de una reparación fácil en caso de deterioro.

No se recomiendan pinturas, barnices y lacas corrientes para recubrir superficies de desgaste. La aplicación de un material de revestimiento que se pueda eliminar con facilidad puede ser de ayuda si se produce contaminación y se precisa descontaminación. Sin embargo, la eliminación de esos materiales puede ser a veces difícil y engorrosa.

#### **Fontanería**

Los desagües, pilas de lavar y sumideros del suelo deben estar marcados. Las pilas donde puedan lavarse las manos

contaminadas deben tener grifos accionados con la rodilla o el pie. Puede ser económico reducir el mantenimiento instalando tuberías que se descontaminen o sustituyan con facilidad si es preciso. En algunos casos es recomendable instalar depósitos subterráneos donde guardar o almacenar materiales radiactivos líquidos para controlar su eliminación posterior.

#### **Diseño de blindajes contra la radiación**

El blindaje es importante para disminuir la exposición radiológica de los trabajadores de la instalación y del público en general. Los requisitos del blindaje dependen de varios factores, incluidos el tiempo que los trabajadores de la instalación radiológica o el público en general están expuestos a las fuentes de radiación y el tipo y la energía de las fuentes de radiación y sus campos radiológicos.

En el diseño de blindajes radiológicos, el material absorbente debe colocarse lo más cerca posible de la fuente de radiación. Para cada tipo de radiación es preciso considerar por separado el blindaje que será necesario aplicar.

El diseño del blindaje puede ser una tarea compleja. Por ejemplo, el empleo de ordenadores para encontrar el modelo de blindaje de aceleradores, reactores y otras fuentes de radiación de alta energía escapa al ámbito de este artículo. En el diseño de blindajes complejos se debe consultar siempre a expertos calificados.

#### **Blindaje de fuentes gamma**

La atenuación de la radiación gamma difiere cualitativamente de la de las radiaciones alfa o beta. Estos dos tipos de radiación tienen un alcance definido en la materia y son absorbidos por completo, mientras que es posible reducir la intensidad de la radiación gamma mediante material absorbente cada vez más grueso, pero no puede absorberse por completo. Si la atenuación de los rayos gamma monoenergéticos se mide en condiciones de buena geometría (es decir, si la radiación está bien colimada en un haz estrecho), los datos de la intensidad, cuando se registran en papel semilogarítmico frente al espesor del absorbente, se encontrarán en una recta cuya pendiente será igual al coeficiente de atenuación,  $\mu$ .

La intensidad, o tasa de dosis absorbida transmitida a través de un absorbente, puede calcularse del modo siguiente:

$$I(t) = I_0 e^{-\mu t}$$

donde  $I(t)$  es la intensidad de los rayos gamma o la tasa de dosis absorbida transmitida por un absorbente de espesor  $t$ .

Las unidades de  $\mu$  y  $t$  son recíprocas entre sí. Si el espesor del absorbente  $t$  se mide en cm, entonces  $\mu$  es el coeficiente de atenuación lineal y se mide en  $\text{cm}^{-1}$ . Si  $t$  tiene unidades de densidad superficial ( $\text{g}/\text{cm}^2$ ), entonces  $\mu$  es el coeficiente de atenuación por unidad de masa  $\mu_m$  y se mide en  $\text{cm}^2/\text{g}$ .

Como aproximación de primer orden basada en la densidad superficial, todos los materiales tienen aproximadamente las mismas propiedades de atenuación para fotones con energías entre alrededor de  $0,75$  y  $5,0 \text{ MeV}$  (megaelectronvoltios). Dentro de este intervalo de energías, las propiedades del blindaje contra rayos gamma son aproximadamente proporcionales a la densidad del material de blindaje. Si las energías de los fotones son menores o mayores, los materiales absorbentes de número atómico más alto suministran un blindaje más eficaz que los de número atómico más bajo para una densidad superficial dada.

En condiciones de geometría imperfecta (por ejemplo, si el haz es ancho o el blindaje grueso), la ecuación anterior subestimará en grado notable el espesor de blindaje necesario, porque supone que todo fotón que interactúa con el blindaje será

eliminado del haz y no será detectado. Un número importante de fotones pueden ser dispersados por el blindaje hacia el detector, o fotones que se hayan dispersado del haz pueden volver dispersados hacia él tras una segunda interacción.

El espesor del blindaje para condiciones de geometría imperfecta puede estimarse mediante el factor de acumulación  $B$ , cuyo valor puede calcularse del modo siguiente:

$$I_{(t)} = I_{(0)} B e^{-\mu t}$$

El factor de acumulación es siempre mayor que uno, y puede definirse como la relación entre la intensidad de la radiación fotónica en cualquier punto del haz, incluidas la radiación primaria y la dispersada, y la intensidad del haz primario únicamente en ese punto. El factor de acumulación puede aplicarse al flujo de radiación o a la tasa de dosis absorbida.

Se han calculado factores de acumulación para distintas energías de fotones y diversos absorbentes. Muchas de las gráficas o tablas indican el espesor del blindaje en longitudes de relajación. Una longitud de relajación es el espesor de un blindaje que atenúa un haz estrecho hasta  $1/e$  (en torno al 37 %) de su intensidad original. Por consiguiente, una longitud de relajación viene dada por el valor numérico recíproco del coeficiente de atenuación lineal (es decir,  $1/\mu$ ).

El espesor de un absorbente que, cuando se introduce en el haz de fotones primarios, reduce a la mitad la tasa de dosis absorbida se llamada capa de hemirreducción (HVL) o espesor de hemirreducción (HVT). La HVL puede calcularse como sigue:

$$HVL = \frac{\ln 2}{\mu}$$

El espesor necesario de un blindaje antifotónico puede estimarse suponiendo una geometría de haz estrecho o satisfactoria al calcular el blindaje preciso, para luego aumentar el valor hallado en una HVL en consideración a la acumulación.

El espesor de un absorbente que, cuando se introduce en el haz de fotones primarios, reduce al décimo la tasa de dosis absorbida se llama capa del valor un décimo (TVL). Una TVL es igual a unas 3,32 HVL, puesto que:

$$\frac{\ln 10}{\ln 2} \approx 3,32$$

Los valores de TVL y HVL han sido tabulados para diversas energías de fotón y varios materiales corrientes de blindaje (p.ej., plomo, acero y hormigón) (Schaefer 1973).

La intensidad o tasa de dosis absorbida para una fuente puntual sigue la ley del inverso de la distancia al cuadrado y puede calcularse del modo siguiente:

$$\frac{I_1}{I_2} = \left( \frac{d_2}{d_1} \right)^2$$

donde  $I_i$  es la intensidad de los fotones o tasa de dosis absorbida a la distancia  $d_i$  de la fuente.

### Blindaje de aparatos de rayos X médicos y no médicos

El blindaje de aparatos de rayos X se considera bajo dos aspectos diferentes, blindaje de la fuente y blindaje estructural. El blindaje de la fuente suele ser efectuado por el fabricante o proveedor de la carcasa del tubo de rayos X.

Los reglamentos de seguridad especifican un tipo de carcasa protectora del tubo en las instalaciones de rayos X para diagnóstico médico, y otro para las instalaciones de rayos X terapéuticos. Para aparatos de rayos X no médicos, la carcasa del tubo y otras partes del aparato de rayos X, como el transformador, se blindan para reducir la fuga de la radiación X a niveles aceptables.

Todas las máquinas de rayos X, médicas y no médicas, tienen carcasas protectoras del tubo diseñadas para limitar la radiación de fuga. La radiación de fuga, tal como se utiliza en estas especificaciones de carcasas para tubos, significa toda la radiación procedente de la carcasa del tubo menos la del haz útil.

El blindaje estructural de una instalación de rayos X proporciona protección contra el haz de rayos X útil o primario, la radiación de fuga y la radiación dispersada. Abarca tanto el aparato de rayos X como el objeto que se irradia.

La cantidad de radiación dispersada depende del tamaño del campo de rayos X, de la energía del haz útil, del número atómico efectivo del medio de dispersión y del ángulo que forman el haz útil entrante y la dirección de dispersión.

Un parámetro clave del diseño es la carga de trabajo de la instalación ( $W$ ):

$$W = EN_v N_p k$$

donde  $W$  es la carga de trabajo semanal, que por lo general se da en mA-min por semana;  $E$  es la corriente del tubo multiplicada por el tiempo de exposición por proyección, que se suele dar en mA s;  $N_v$  es el número de proyecciones por paciente u objeto irradiado;  $N_p$  es el número de pacientes u objetos por semana y  $k$  es un factor de conversión (1 min dividido por 60 s).

Otro parámetro clave del diseño es el factor de uso  $U_n$  de una pared (o suelo o techo)  $n$ . La pared puede proteger cualquier zona ocupada, como una sala de control, oficina o sala de espera. El factor de uso viene dado por:

$$U_n = \frac{N_{v,n}}{N_v}$$

donde,  $N_{v,n}$  es el número de proyecciones para las que el haz de rayos X primario es dirigido hacia la pared  $n$ .

Las necesidades de blindaje estructural de una instalación dada de rayos X se determinan teniendo en cuenta los datos siguientes:

- el potencial máximo del tubo, en kilovoltios-pico (kVp), al que funciona el tubo de rayos X;
- la corriente máxima del haz, en mA, con que funciona el sistema de rayos X;
- la carga de trabajo ( $W$ ), que mide en unidades adecuadas (por lo general, mA-min por semana) la cantidad de uso del sistema de rayos X;
- el factor de uso ( $U$ ), que es la fracción de la carga de trabajo durante la cual el haz útil está dirigido en la dirección de interés;
- el factor de ocupación ( $T$ ), o factor por el que se debe multiplicar la carga de trabajo para introducir la corrección por el grado o tipo de ocupación de la zona a proteger;
- la tasa de dosis equivalente máxima permisible ( $P$ ) para una persona en zonas controladas y no controladas (los límites de dosis absorbida típicos son de 1 mGy para una zona controlada en una semana y 0,1 mGy para una zona no controlada en una semana),
- tipo del material de blindaje (por ejemplo, plomo u hormigón),
- la distancia ( $d$ ) desde la fuente hasta el emplazamiento protegido.

Incluidas estas consideraciones, el valor de la relación del haz primario o factor de transmisión  $K$  en mGy por mA-min a la distancia de un metro viene dado por:

$$K = \frac{Pd^2}{WUT}$$

El blindaje de la instalación de rayos X tiene que construirse de manera que la protección no se vea mermada por juntas, por aberturas para conducciones, tuberías etc., que atraviesen las barreras, ni por conductos, registros de servicio y similares empotrados en las barreras. El blindaje no sólo debe cubrir la parte posterior de los registros de servicio, sino también los lados, o extenderse lo suficiente para ofrecer una protección equivalente. Los conductos que atraviesen barreras deben poseer las curvas suficientes para reducir la radiación al nivel exigido. Las ventanas de observación deberán tener un blindaje equivalente al exigido para la partición (barrera) o puerta en la que están practicadas.

Las instalaciones de radioterapia pueden necesitar cerrojos de puertas, luces de aviso, circuito cerrado de televisión o medios de comunicación audibles (p.ej., voz o timbre) y comunicación visual entre quien pueda estar en la instalación y el operador.

Hay barreras protectoras de dos tipos:

1. barreras protectoras primarias, que son suficientes para atenuar el haz primario (útil) hasta el nivel admisible
2. barreras protectoras secundarias, que son suficientes para atenuar la radiación de fuga, la dispersada y la difundida al nivel requerido.

Para diseñar la barrera protectora secundaria, se calcula por separado el espesor necesario para brindar protección contra cada componente. Si los espesores necesarios son aproximadamente iguales, se suma una HVL extra al espesor máximo calculado. Si la diferencia máxima entre los espesores calculados es de una TVL o más, bastará el valor más grueso de los calculados.

La intensidad de la radiación dispersada depende del ángulo de dispersión, de la energía del haz útil, del tamaño del campo o área de dispersión y de la composición del sujeto.

Al diseñar barreras protectoras secundarias, los cálculos se simplifican con las siguientes hipótesis conservadoras:

1. Cuando los rayos X se producen a 500 kV o menos, la energía de la radiación dispersada es igual a la energía del haz útil.
2. Después de ser dispersado, el espectro de energía de los haces de rayos X generados a tensiones superiores a 500 kV se degrada hasta el de un haz de 500 kV, y la tasa de dosis absorbida a 1 m y 90 grados del dispersor es el 0,1 % de la existente en el haz útil en el punto de dispersión.

La relación de transmisión de la radiación dispersada se expresa en función del factor de transmisión de la dispersión ( $K_{\mu x}$ ) con unidades de mGy·m<sup>2</sup> (mA·min)<sup>-1</sup>:

$$K_{\mu x} = \frac{400 Pd_{scat}^2 d_{sec}^2}{aWTFf}$$

donde  $P$  es la tasa de dosis absorbida máxima semanal (en mGy),  $d_{scat}$  es la distancia desde el anticátodo del tubo de rayos X hasta el objeto (paciente),  $d_{sec}$  es la distancia desde el dispersor (objeto) hasta el punto de interés que se pretende blindar con las barreras secundarias,  $a$  es la relación entre la radiación dispersada y la radiación incidente,  $f$  es el tamaño real del campo de dispersión (en cm<sup>2</sup>) y  $F$  es un factor que tiene en cuenta el hecho de que la

salida de rayos X aumenta con la tensión. Al disminuir el valor de  $K_{\mu x}$  es preciso aumentar el espesor del blindaje.

El factor de atenuación de fuga  $B_{LX}$  para sistemas de diagnóstico de rayos X se calcula del modo siguiente:

$$B_{LX} = \frac{600 Pd^2 I}{WT} \text{ (diagnóstico)}$$

donde  $d$  es la distancia desde el anticátodo del tubo hasta el punto de interés e  $I$  es la corriente del tubo en mA.

La relación de atenuación de la barrera para sistemas terapéuticos de rayos X que funcionen a 500 kV o menos viene dada por:

$$B_{LX} = \frac{600 Pd^2 I}{WT} \text{ (terapéutico } V \leq 500 \text{ keV)}$$

Para tubos de rayos X terapéuticos que funcionen a potenciales superiores a 500 kV, la fuga suele estar limitada al 0,1 % de la intensidad del haz útil a 1 m. El factor de atenuación en este caso es:

$$B_{LX} = \frac{1.000 Pd^2}{WT} \cdot \frac{1}{X_n}$$

donde  $X_n$  es la tasa de dosis absorbida (en mGy/h) a 1 m de un tubo de rayos X terapéuticos que funcione con una corriente de 1 mA en el tubo.

El número  $n$  de HVL necesarias para obtener la atenuación deseada  $B_{LX}$  se obtiene de la relación:

$$B_{LX} = \left(\frac{1}{2}\right)^n$$

o

$$n = -\frac{\ln B_{LX}}{\ln 2}$$

### Blindaje de partículas beta

Cuando se diseña un blindaje para un emisor beta de alta energía hay que tener en cuenta dos factores: las propias partículas beta y la *bremsstrahlung* (radiación de frenado) producida por partículas beta absorbidas por la fuente y el blindaje. La *bremsstrahlung* consta de fotones de rayos X producidos cuando partículas cargadas a gran velocidad experimentan una deceleración rápida.

Por lo tanto, un blindaje beta se compone a menudo de una sustancia de número atómico bajo (para reducir al mínimo la producción de *bremsstrahlung*) que tenga el espesor suficiente para detener todas las la partículas beta, seguida de un material de número atómico alto que tenga el espesor suficiente para atenuar la *bremsstrahlung* hasta un nivel aceptable. (Si se invierte el orden de los blindajes aumenta la producción de *bremsstrahlung* en el primer blindaje hasta un nivel tan elevado que el segundo blindaje puede no proporcionar la protección adecuada.)

A efectos de estimar el peligro de *bremsstrahlung*, puede utilizarse la relación siguiente:

$$f \approx \frac{6 \times 10^{-4} ZE_{\beta}}{1 + 6 \times 10^{-4} ZE_{\beta}}$$

donde  $f$  es la fracción de la energía beta incidente convertida en fotones,  $Z$  es el número atómico del absorbente y  $E_{\beta}$  es la energía máxima del espectro de partículas betas en MeV. Para garantizar una protección adecuada, se suele suponer que todos los fotones de la *bremsstrahlung* son de energía máxima.

El flujo  $\phi$  de *bremstrahlung* a una distancia  $d$  de la fuente beta se puede estimar por la ecuación:

$$\phi \approx \frac{r \bar{E}_\beta}{4 \rho d^2 E_\beta}$$

$\bar{E}_\beta$  es la energía media de las partículas beta, que puede estimarse mediante:

$$\bar{E}_\beta \approx \frac{E_\beta}{3}$$

El alcance  $R_\beta$  de las partículas beta en unidades de densidad superficial ( $\text{mg}/\text{cm}^2$ ) puede estimarse por la igualdad siguiente para partículas beta con energías entre 0,01 y 2,5 MeV:

$$R_\beta \approx 412 \cdot E_\beta^{1,265-0,0954 \ln E_\beta}$$

donde  $R_\beta$  está en  $\text{mg}/\text{cm}^2$  y  $E_\beta$  en MeV.

Para  $E_\beta > 2,5$  MeV, el alcance de la partícula beta  $R_\beta$  puede estimarse como sigue:

$$R_\beta \approx 530 E_\beta - 106$$

donde  $R_\beta$  está en  $\text{mg}/\text{cm}^2$  y  $E_\beta$  en MeV.

### Blindaje de partículas alfa

Las partículas alfa son el tipo menos penetrante de radiación ionizante. Dada la naturaleza aleatoria de sus interacciones, el alcance de una partícula alfa individual varía entre los valores nominales que se indican en la Figura 48.18. En el caso de las partículas alfa, el alcance puede expresarse de diferentes formas: alcance mínimo, medio, extrapolado o máximo. El alcance medio es el que puede determinarse con más exactitud, corresponde al alcance de la partícula alfa "media" y es el más utilizado.

El aire es el medio absorbente utilizado con más frecuencia para especificar la relación alcance-energía de las partículas alfa. Para una energía alfa  $E_\alpha$  menor que unos 4 MeV,  $R_\alpha$  en el aire viene dado aproximadamente por:

$$R_\alpha \approx 0,56 \cdot E_\alpha$$

donde  $R_\alpha$  está en cm y  $E_\alpha$  en MeV.

Para  $E_\alpha$  entre 4 y 8 MeV,  $R_\alpha$  en el aire se expresa por la igualdad aproximada:

$$R_\alpha \approx 1,24 \cdot E_\alpha - 2,62$$

donde  $R_\alpha$  está en cm y  $E_\alpha$  en MeV.

El alcance de las partículas alfa en cualquier otro medio puede estimarse por la relación siguiente:

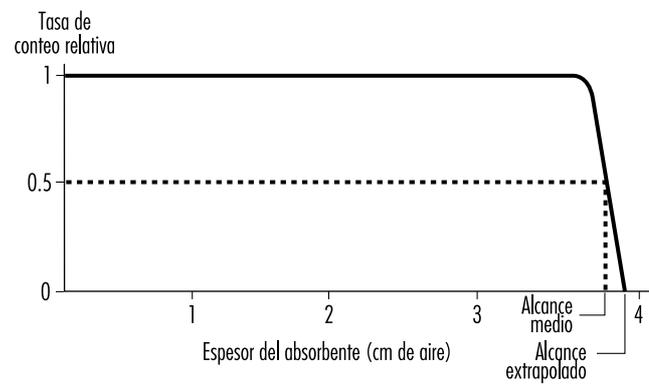
$$R_\alpha (\text{en otro medio; } \text{mg}/\text{cm}^2) \approx 0,56 A^{1/3} R_\alpha (\text{en el aire; cm})$$

donde  $A$  es el número atómico del medio.

### Blindaje de neutrones

La regla práctica general que se debe tener en cuenta para el blindaje de neutrones es que el equilibrio de la energía de neutrones se consigue y permanece constante después de una o dos longitudes de relajación del material de blindaje. Por lo tanto, para espesores de blindaje superiores a varias longitudes de relajación, la dosis equivalente fuera del blindaje de hormigón o hierro será atenuada con longitudes de relajación de  $120 \text{ g}/\text{cm}^2$  o  $145 \text{ g}/\text{cm}^2$ , respectivamente.

Figura 48.18 • Distribución típica de alcances de partículas alfa.



La pérdida de energía de los neutrones por dispersión elástica exige un blindaje hidrogenado para optimizar la transferencia de energía a medida que los neutrones son moderados o frenados. Para energías de neutrones superiores a 10 MeV, los procesos inelásticos son eficaces en la atenuación de neutrones.

Igual que los reactores de las centrales nucleares, los aceleradores de alta energía exigen blindajes pesados para proteger a los trabajadores. La mayoría de las dosis equivalentes impartidas a los trabajadores proceden de la exposición a material radiactivo activado durante operaciones de mantenimiento. Los productos de la activación se generan en los componentes y en los sistemas de apoyo del acelerador.

### Vigilancia del entorno del lugar de trabajo

En la vigilancia del entorno del lugar de trabajo, es necesario estudiar por separado el diseño de los programas rutinarios y el de los operacionales. Cuando se persigan objetivos específicos se diseñarán programas de vigilancia especiales. No es aconsejable diseñar programas en líneas generales.

### Vigilancia rutinaria de la radiación externa

Una medida importante que se debe tomar en la preparación de un programa de vigilancia rutinaria de la radiación externa en el lugar de trabajo es llevar a cabo un estudio exhaustivo cuando se ponga en servicio una nueva fuente de radiación o una nueva instalación, o cuando se hayan efectuado o vayan a efectuarse cambios sustanciales en una instalación existente.

La frecuencia de la vigilancia rutinaria está determinada por la consideración de los cambios esperados en el entorno radiológico. Si los cambios de los elementos protectores o las alteraciones de los procesos realizados en el lugar de trabajo son mínimos o no sustanciales, raras veces será preciso recurrir a la vigilancia rutinaria de la radiación en el lugar de trabajo. Pero si los campos de radiación pueden llegar a aumentar con rapidez y de manera imprevisible a niveles que puedan resultar peligrosos, hará falta establecer un sistema de vigilancia y alarma de radiación en la zona.

### Vigilancia operacional de la radiación externa

El diseño de un programa de vigilancia operacional depende en gran medida de si las operaciones a realizar influyen en los campos de radiación o si éstos permanecerán casi constantes durante todas las operaciones normales. El diseño detallado de este estudio depende sobre todo de la forma de la operación y de las condiciones en las que tiene lugar.

**Vigilancia rutinaria de la contaminación superficial**

El método tradicional de vigilancia rutinaria de la contaminación superficial consiste en vigilar una fracción representativa de las superficies de una zona con una frecuencia dictada por la experiencia. Si la naturaleza de las operaciones es tal que sea probable una contaminación superficial considerable y que los trabajadores pudieran transportar cantidades significativas de material radiactivo fuera de la zona de trabajo en un suceso único, la vigilancia rutinaria debe ser suplementada con el uso de monitores de contaminación de portal.

**Vigilancia operacional de la contaminación superficial**

Una de las formas de vigilancia operacional es el control de la posible contaminación de elementos a su salida de una zona sometida a control radiológico. Esta vigilancia debe incluir las manos y pies de los trabajadores.

Los objetivos principales de un programa de vigilancia de contaminación superficial son:

- ayudar a prevenir la difusión de la contaminación radiactiva;
- detectar fallos de contención o desviaciones de los procedimientos operativos correctos;
- limitar la contaminación superficial a niveles a los que las normas generales de limpieza sean suficientes para mantener las exposiciones radiológicas tan bajas como sea razonable alcanzar y evitar las exposiciones excesivas ocasionadas por la contaminación de ropa y piel,
- suministrar información que permita planificar programas optimizados para individuos, para la vigilancia del aire y para definir procedimientos operacionales.

**Vigilancia de la contaminación aérea**

La vigilancia de los materiales radiactivos transportados por el aire es importante porque la inhalación suele ser la principal vía de captación de este material por los trabajadores expuestos.

Será necesario establecer una vigilancia rutinaria del puesto de trabajo en relación con la contaminación aérea en las circunstancias siguientes:

- cuando se manipulen en grandes cantidades materiales gaseosos o volátiles;
- cuando la manipulación de cualquier material radiactivo en estas operaciones dé lugar a contaminación frecuente y sustancial del lugar de trabajo;
- durante el procesamiento de materiales radiactivos de toxicidad moderada a alta;
- durante la manipulación de radionucleidos terapéuticos no sellados en hospitales,
- durante el uso de celdas activadas, reactores y conjuntos críticos.

Cuando se necesite un programa de vigilancia del aire, debe:

- permitir valorar el límite superior probable de la inhalación de material radiactivo por los trabajadores expuestos;
- ser capaz de alertar de una contaminación aérea inesperada, de manera que los trabajadores expuestos puedan ser protegidos y se establezcan las medidas correctivas,
- suministrar información para planificar programas de vigilancia de la contaminación interna individual.

La forma más corriente de vigilancia de la contaminación del aire es utilizar muestreadores de aire en un número de lugares seleccionados que representen en grado razonable las zonas donde respiran los trabajadores expuestos. A veces es preciso tomar muestras que representen con más precisión las zonas de respiración mediante el uso de muestreadores de aire personales o de solapa.

**Detección y medición de la radiación y de la contaminación radiactiva**

La vigilancia o supervisión mediante instrumentos de barrido y detección en superficies de trabajo, suelo, ropa, piel y otras superficies son procedimientos meramente cualitativos. Es difícil convertirlos en cuantitativos. Los instrumentos empleados suelen ser dispositivos detectores, no medidores. Como la cantidad de radiactividad que interviene es a menudo pequeña, la sensibilidad de los instrumentos deberá ser alta.

El requisito de transportabilidad de los detectores de contaminación depende de los usos previstos. Si el instrumento está destinado a vigilancia general de superficies del laboratorio, es recomendable emplear un instrumento portátil. En cambio, si el instrumento es para una aplicación específica y el elemento a supervisar se puede llevar hasta el instrumento, la transportabilidad no es necesaria. Los monitores de ropa, manos y calzado no son portátiles en general.

Los instrumentos y monitores contadores suelen incorporar lecturas en medidores y salidas aurales o conectores para auriculares. En la Tabla 48.14 se identifican los instrumentos que pueden emplearse para la detección de contaminación radiactiva.

**Detectores de contaminación alfa**

La sensibilidad de un detector alfa está determinada por el área y el espesor de su ventana. Por lo general, el área de la ventana es de 50 cm<sup>2</sup> o mayor, y la densidad superficial de la ventana es de 1 mg/cm<sup>2</sup> o menor. Los monitores de contaminación alfa deben ser insensibles a la radiación beta y gamma para reducir al mínimo la interferencia de fondo. Esto se consigue por lo general mediante la discriminación de la altura de impulsos en el circuito contador.

Los monitores portátiles alfa pueden ser contadores proporcionales de gas o contadores de centelleo de sulfuro de zinc.

**Detectores de contaminación beta**

Pueden utilizarse monitores beta portátiles de varios tipos para la detección de contaminación por partículas beta. Los contadores Geiger-Mueller (G-M) exigen en general una ventana delgada (de densidad superficial entre 1 y 40 mg/cm<sup>2</sup>). Los contadores de centelleo (de antraceno o plástico) son muy sensibles a las partículas beta y relativamente insensibles a los fotones. Los contadores beta portátiles no se pueden usar en general para vigilar la contaminación por tritio (<sup>3</sup>H), porque la energía de las partículas beta del tritio es muy baja.

Todos los instrumentos empleados para detectar la contaminación beta responden también a la radiación de fondo, lo que debe tenerse en cuenta al interpretar las lecturas del instrumento.

Cuando existe una radiación de fondo de alto nivel, los contadores portátiles detectores de contaminación tienen un valor limitado, puesto que no indican aumentos pequeños de tasas de recuento iniciales elevadas. En estas condiciones, se recomiendan ensayos de barrido o de impregnación.

**Detectores de contaminación gamma**

Como la mayoría de los emisores gamma emiten también partículas beta, casi todos los monitores de contaminación detectarán radiación beta y gamma. La práctica habitual es emplear un detector que sea sensible a los dos tipos de radiación con el fin de incrementar la sensibilidad, puesto que la eficiencia de la detección suele ser mayor para partículas beta que para rayos gamma. Los contadores de centelleo de plástico o de cristales de yoduro de sodio (NaI) son más sensibles a los fotones que los contadores G-M, por lo que se recomiendan para detectar rayos gamma.

Tabla 48.14 • Instrumentos detectores de contaminación.

Instrumento	Escala de la tasa de recuento y otras características <sup>1</sup>	Usos típicos	Observaciones
<b>Monitores <math>\beta\gamma</math> de superficies<sup>2</sup></b>			
<i>Generales</i>			
Contador portátil (contador G-M <sup>3</sup> de pared delgada o de ventana delgada)	0-1.000 cpm 0-10.000 cpm	Superficies, manos, ropa	Sencillo, fiable, alimentado por batería
Monitor G-M de laboratorio de ventana terminal delgada	0-1.000 cpm 0-10.000 cpm 0-100.000 cpm	Superficies, manos, ropa	Alimentación a red
<i>Personales</i>			
Monitor de manos y calzado, contador G-M o del tipo de centelleo	Entre 1½ y 2 veces el fondo natural	Vigilancia rápida de la contaminación	Funcionamiento automático
<i>Especiales</i>			
Monitores de lavandería, de suelo, de portal, de vehículo	Entre 1½ y 2 veces el fondo natural	Vigilancia de la contaminación	Cómodo y rápido
<b>Monitores alfa de superficies</b>			
<i>Generales</i>			
Contador portátil proporcional de aire con sonda	0-100.000 cpm sobre 100 cm <sup>2</sup>	Superficies, manos, ropa	No utilizar en ambientes muy húmedos, alimentado por batería, ventana frágil
Contador portátil de flujo de gas con sonda	0-100.000 cpm sobre 100 cm <sup>2</sup>	Superficies, manos, ropa	Alimentado por batería, ventana frágil
Contador portátil de centelleo con sonda	0-100.000 cpm sobre 100 cm <sup>2</sup>	Superficies, manos, ropa	Alimentado por batería, ventana frágil
<i>Personales</i>			
Monitor de tipo contador proporcional para manos y calzado	0-2.000 cpm sobre unos 300 cm <sup>2</sup>	Vigilancia rápida de contaminación en manos y calzado	Funcionamiento automático
Monitor de tipo contador de centelleo para manos y calzado	0-4.000 cpm sobre unos 300 cm <sup>2</sup>	Vigilancia rápida de contaminación en manos y calzado	Aspero
Monitores de heridas	Detección de fotones de baja energía	Vigilancia de plutonio	Diseño especial
<b>Monitores de aire</b>			
<i>Muestreadores de partículas</i>			
Papel de filtro, gran volumen	1,1 m <sup>3</sup> /min	Muestras al azar rápidas	Uso intermitente, exige contador separado
Papel de filtro, pequeño volumen	0,2-20 m <sup>3</sup> /h	Vigilancia permanente del aire de recintos	Uso continuo, exige contador separado
De solapa	0,03 m <sup>3</sup> /min	Vigilancia permanente del aire que se respira	Uso continuo, exige contador separado
Precipitador electrostático	0,09 m <sup>3</sup> /min	Vigilancia permanente	Muestra depositada en cápsula cilíndrica, exige contador separado
De impacto	0,6-1,1 m <sup>3</sup> /min	Contaminación alfa	Usos especiales, exige contador separado
<i>Monitores de tritio en el aire</i>			
Cámaras de ionización de caudales	0-370 kBq/m <sup>3</sup> min	Vigilancia permanente	Pueden ser sensibles a otras fuentes de ionización
<i>Sistemas de vigilancia completa del aire</i>			
Papel de filtro fijo	Actividad mínima detectable $\alpha \gg 0,04$ Bq/m <sup>3</sup> ; $\beta\gamma \gg 0,04$ Bq/m <sup>3</sup>		La acumulación de fondo puede enmascarar la actividad de bajo nivel, contador incluido
Papel de filtro recambiable	$\alpha \gg 0,04$ Bq/m <sup>3</sup> ; $\beta\gamma \gg 0,04$ Bq/m <sup>3</sup>		Registro permanente de la actividad en el aire, la hora de medición puede ajustarse desde la hora de recogida hasta cualquier hora posterior.

1 cpm = cuentas por minuto.

2 Pocos monitores de superficies son útiles para detectar tritio (<sup>3</sup>H). Las pruebas de barrido con recuento por dispositivos de centelleo en líquidos son adecuadas para detectar contaminación por tritio.

3 G-M = contador de Geiger-Müller.

### Muestreadores y monitores de aire

Pueden tomarse muestras de las partículas sólidas del aire por los métodos siguientes: sedimentación, filtración, impactación y precipitación electrostática o térmica. En general, el más utilizado para detectar la contaminación por partículas en el aire es el de filtración (bombeo de aire a través de un medio filtrante y medición de la radiactividad del filtro). Los caudales de muestreo son en general superiores a 0,03 m<sup>3</sup>/min. Pero la mayoría de los caudales de muestreo en laboratorios no superan la cifra de 0,3 m<sup>3</sup>/min. Entre los tipos específicos de muestreadores de aire se cuentan los que obtienen muestras al azar y los monitores continuos de aire (MCA). Existen MCA con papel de filtro fijo o recambiable. Un MCA debe incluir una alarma, puesto que el principio de funcionamiento que inspira su diseño es avisar de las variaciones en la contaminación transportada por el aire.

Como las partículas alfa tienen un alcance muy corto, es preciso utilizar filtros de carga superficial (por ejemplo, filtros de membrana) para la medición de contaminación por partículas alfa. La muestra recogida deberá ser delgada. El tiempo entre la recogida y la medición tiene que elegirse de manera que permita la desintegración de la progenie del radón (Rn).

Con el papel de filtro pueden detectarse isótopos radiactivos del yodo como <sup>123</sup>I, <sup>125</sup>I y <sup>131</sup>I (sobre todo si el papel se carga con carbón activado o nitrato de plata), ya que parte del yodo se depositará en el papel de filtro. Pero en las mediciones cuantitativas se precisan trampas o cajas de carbón activado o zeolita de plata para que la absorción sea eficiente.

El agua tritiada y el gas de tritio son las formas principales de la contaminación por tritio. Aunque el agua tritiada tiene cierta afinidad por la mayoría de los papeles de filtro, las técnicas con papel de filtro no son muy eficaces para el muestreo de agua tritiada. Los métodos de medición más sensibles y exactos son los que recurren a la absorción del condensado de vapor de agua tritiada. La medición del tritio del aire (por ejemplo, en forma de hidrógeno, hidrocarburos o vapor de agua) puede ser eficaz si se hace con cámaras de Kanne (cámaras de ionización por flujo). La absorción del vapor de agua tritiada de una muestra de aire puede lograrse haciendo pasar la muestra por una trampa que contenga un tamiz molecular de gel de sílice o por burbujeo de la muestra en agua destilada.

La operación o proceso que se realice puede hacer necesaria la vigilancia de gases radiactivos, que puede lograrse con cámaras de Kanne. Los dispositivos empleados con más frecuencia en el muestreo por absorción son depuradores y golpeadores preparados para el gas. Muchos gases pueden recogerse también mediante enfriamiento del aire por debajo del punto de congelación del gas y recogida del condensado. Este método de recogida se utiliza casi siempre para óxido de tritio y gases nobles.

Hay varias maneras de obtener muestras al azar. El método elegido debe ser el adecuado para el gas que se muestrea y para el procedimiento de análisis o medición correspondiente.

### Vigilancia del efluente

Se entiende por vigilancia del efluente la medición de la radiactividad en su punto de descarga al medio ambiente. Se consigue con relativa facilidad porque las condiciones del lugar de muestreo están controladas. Las muestras se suelen tomar en una corriente de desechos que se descargan por una tubería de escape o de salida de líquidos.

Hay casos en que es necesaria la vigilancia permanente de la radiactividad contenida en el aire. Además del dispositivo de recogida de muestras, que suele ser un filtro, una disposición típica de muestreo de partículas en el aire comprende un elemento agitador del aire, un fluxímetro y las tuberías asociadas. El agitador de aire se sitúa corriente abajo del

colector de muestras; es decir, el aire se hace pasar primero por el colector de muestras y después por el resto del sistema de muestreo. Las tuberías de muestreo, en particular las previas al sistema colector de muestras, deben ser lo más cortas posible y sin curvas cerradas, áreas de turbulencia o resistencia a la circulación del aire. Para el muestreo del aire debe utilizarse una gama adecuada de caídas de presión a volumen constante. El muestreo continuo en busca de isótopos radiactivos de xenón (Xe) o criptón (Kr) se consigue por adsorción a carbón activado o por métodos criogénicos. La celda de Lucas es una de las técnicas más antiguas y sigue siendo el método más extendido para medir concentraciones de Rn.

A veces es necesaria la vigilancia continua de tuberías de líquidos y de desechos para detectar materiales radiactivos, por ejemplo los desagües de laboratorios con fuentes radiactivas, laboratorios de medicina nuclear y tuberías de refrigerantes de reactores. Pero la vigilancia continua puede efectuarse mediante el análisis rutinario en laboratorio de una muestra pequeña proporcional al caudal del efluente. Existen muestreadores para la toma periódica de partes alícuotas o para la extracción continua de una cantidad pequeña de líquido.

El muestreo aleatorio es el método usual de determinar la concentración de material radiactivo en un depósito de retención. La muestra debe tomarse después de una recirculación, con el fin de comparar el resultado de la medición con los límites de descarga permitidos.

Lo ideal es que exista una buena concordancia entre los resultados de la vigilancia de efluentes y los de la vigilancia medioambiental, siendo los segundos calculables a partir de los primeros con ayuda de diversos modelos de conversión. Pero es preciso reconocer y subrayar que la vigilancia de efluentes, por buena o extensa que sea, no puede sustituir a la medición real de las condiciones radiológicas del medio ambiente.

## SEGURIDAD RADIOLOGICA

*Robert N. Cherry, Jr.*

En este artículo se describen aspectos de los programas de seguridad radiológica. El objetivo de la seguridad radiológica es eliminar o limitar al mínimo los efectos nocivos de la radiación ionizante y del material radiactivo en los trabajadores, el público y el medio ambiente sin obstaculizar su empleo en actividades beneficiosas.

Casi ningún programa de seguridad radiológica tendrá que implantar todos y cada uno de los elementos que se describen a continuación. El diseño de un programa de seguridad radiológica depende de los tipos de fuentes de radiación ionizante que intervengan y de la forma en que se utilicen.

### Principios de la seguridad radiológica

La Comisión Internacional de Protección contra las Radiaciones (CIPR) ha propuesto los principios siguientes, que deben informar la utilización de la radiación ionizante y la aplicación de las normas de seguridad radiológica:

1. No debe adoptarse ninguna práctica que implique exposiciones a la radiación a menos que produzca un beneficio a los individuos expuestos o a la sociedad suficiente para compensar el perjuicio que ocasiona la radiación (la *justificación de una práctica*).
2. En relación con cualquier fuente particular dentro de una práctica, la magnitud de las dosis individuales, el número de personas expuestas y la probabilidad de incurrir en exposiciones cuando no exista seguridad de que vayan a recibirse

deben mantenerse todas tan bajas como razonablemente se pueda (ALARA), teniendo en cuenta factores económicos y sociales. Este procedimiento debe estar limitado por restricciones sobre la dosis a individuos (restricciones de dosis), de manera que se limite la desigualdad que pueda resultar de los juicios económicos y sociales inherentes (la *optimización de la protección*).

3. La exposición de individuos resultante de la combinación de todas las prácticas pertinentes debe someterse a límites de dosis, o a algún control del riesgo en el caso de exposiciones potenciales, con el fin de garantizar que nadie se exponga por causa de estas prácticas a riesgos radiológicos que se consideren inaceptables en circunstancias normales. No todas las fuentes son susceptibles de control mediante acción en la misma fuente, y es necesario especificar las fuentes que se incluirán como pertinentes antes de seleccionar un límite de dosis (*límites de dosis y de riesgo individuales*).

### Normas de seguridad radiológica

Existen normas sobre exposición radiológica de los trabajadores y del público en general y sobre límites anuales de incorporación (LAI) de radionucleidos. De los LAI pueden deducirse normas que regulen las concentraciones de radionucleidos en el aire y en el agua.

La CIPR ha publicado numerosas tabulaciones de los LAI y de las concentraciones correspondientes en el aire y en el agua. En la Tabla 48.15 ofrece un resumen de los límites de dosis recomendados.

### Dosimetría

La dosimetría se utiliza para indicar los equivalentes de dosis que los trabajadores reciben de los campos de radiación *externos* a los que puedan estar expuestos. Los dosímetros se caracterizan por el tipo de dispositivo, por el tipo de radiación que miden y por la parte del cuerpo para la que se indicará la dosis absorbida.

Tabla 48.15 • Límites de dosis recomendados por la Comisión Internacional de Protección Radiológica<sup>1</sup>.

Aplicación	Límite de dosis	
	Profesional	Pública
<i>Dosis efectiva</i>	20 mSv anuales de media en periodos definidos de 5 años <sup>2</sup>	1 mSv en un año <sup>3</sup>
<i>Dosis anual equivalente en:</i>		
Cristalino del ojo	150 mSv	15 mSv
Piel <sup>4</sup>	500 mSv	50 mSv
Manos y pies	500 mSv	—

<sup>1</sup> Los límites se aplican a la suma de las dosis pertinentes de exposición externa en el periodo especificado y el compromiso de dosis durante 50 años (hasta la edad de 70 años para niños) por incorporaciones en el mismo periodo.

<sup>2</sup> Con la condición adicional de que la dosis efectiva no sea superior a 50 mSv en un solo año. A la exposición profesional de las mujeres embarazadas se aplican además otras restricciones.

<sup>3</sup> En circunstancias especiales se podría permitir una dosis efectiva más alta en un solo año, siempre que la media de 5 años no fuera superior a 1 mSv anual.

<sup>4</sup> La limitación de la dosis efectiva proporciona protección suficiente para la piel contra efectos estocásticos. Es preciso establecer un límite adicional de exposiciones localizadas para prevenir efectos deterministas.

Tres son los tipos principales de dosímetros de uso más corriente. Se trata de los dosímetros termoluminiscentes, dosímetros de película y cámaras de ionización. Otros tipos de dosímetros (no tratados aquí) son las láminas de fisión, los dispositivos de registro de huellas y los dosímetros de "burbuja" de plástico.

Los dosímetros termoluminiscentes son los dosímetros personales más utilizados. Aplican el principio de que algunos materiales, cuando absorben energía de la radiación ionizante, la van almacenando, de modo que puede recuperarse después en forma de luz cuando los materiales se calientan. La cantidad de luz liberada es directamente proporcional, con bastante exactitud, a la energía absorbida de la radiación ionizante y, por lo tanto, a la dosis absorbida que ha recibido el material. Esta proporcionalidad es válida en un intervalo muy amplio de la energía de la radiación ionizante y de las tasas de dosis absorbida.

Para el procesamiento exacto de los dosímetros termoluminiscentes es preciso disponer de un equipo especial. La lectura del dosímetro termoluminiscente destruye la información de dosis que contiene. Pero si se les somete al procesamiento adecuado, los dosímetros termoluminiscentes son reutilizables.

El material empleado en dosímetros termoluminiscentes ha de ser transparente a la luz que emite. Los materiales más empleados en la fabricación de dosímetros termoluminiscentes son el fluoruro de litio (LiF) y el fluoruro de calcio (CaF<sub>2</sub>). Los materiales pueden doparse con otros o prepararse en una composición isotópica específica para aplicaciones especializadas, como la dosimetría de neutrones.

Muchos dosímetros contienen varias pastillas termoluminiscentes con diferentes filtros delante de ellas para distinguir entre energías y tipos de radiación.

La película fotográfica fue el material más corriente empleado en dosimetría personal antes de generalizarse la dosimetría termoluminiscente. El grado de ennegrecimiento de la película depende de la energía absorbida de la radiación ionizante, pero la relación no es lineal. La dependencia de la respuesta de la película respecto de la dosis absorbida total, de la tasa de dosis absorbida y de la energía de la radiación es mayor que en los dosímetros termoluminiscentes y puede limitar el margen de aplicabilidad de la película. Pero ésta tiene la ventaja de suministrar un registro permanente de la dosis absorbida a que ha estado expuesta.

Pueden emplearse películas de diversas formulaciones y filtros en disposiciones diferentes para fines especiales, como dosimetría de neutrones. Igual que en los dosímetros termoluminiscentes, para el análisis correcto se necesita un equipo especial.

La película es en general mucho más sensible a la humedad y a la temperatura ambiente que los materiales termoluminiscentes, y puede dar lecturas elevadas falsas en condiciones adversas. Por el contrario, en los equivalentes de dosis indicados por los dosímetros termoluminiscentes puede influir el golpe originado por su caída sobre una superficie dura.

Únicamente las organizaciones muy grandes tienen servicios propios de dosimetría. La mayoría de ellas obtienen dichos servicios de empresas especializadas en estas tareas. Es importante que estas empresas tengan los permisos adecuados o estén certificadas por organismos independientes para que pueda confiarse en los resultados de la dosimetría serán exactos.

Para obtener información dosimétrica inmediata se emplean pequeñas cámaras de ionización, de lectura directa, también denominadas *cámaras de bolsillo*. Es muy frecuente su uso cuando tiene que entrar personal en zonas de alta o muy alta radiación, donde se podría recibir una dosis absorbida grande en muy poco tiempo. Las cámaras de bolsillo se suelen calibrar en la propia instalación y son muy sensibles al choque. Por consiguiente,

tienen que ser suplementadas siempre con dosímetros termoluminiscentes o de película, que son más exactos y fiables, pero que no dan resultados inmediatos.

Un trabajador necesita dosimetría cuando tiene una probabilidad razonable de acumular un determinado porcentaje, por lo general del 5 ó 10 %, del equivalente de dosis máximo permisible en todo el cuerpo o en ciertas partes de él.

El dosímetro de cuerpo entero debe llevarse a una altura comprendida entre los hombros y la cintura, en un punto donde se prevea la exposición máxima. Cuando las condiciones de exposición lo justifiquen, pueden llevarse otros dosímetros en dedos o muñecas, en el abdomen, en una cinta o sombrero en la frente, o en un collar, para evaluar la exposición localizada de las extremidades, de un feto o embrión, el tiroides o el cristalino de los ojos. Se recomienda consultar las directrices reglamentarias adecuadas sobre si se deben llevar dosímetros dentro o fuera de prendas protectoras, como delantales de plomo, guantes y collares.

Los dosímetros personales indican únicamente la radiación a la que ha estado expuesto el *dosímetro*. Asignar el equivalente de dosis del dosímetro a la persona u órganos de la persona es aceptable si la dosis es pequeña, trivial, pero si el dosímetro indica dosis grandes, en especial si superan en mucho las definidas en las normas reguladoras, se deben analizar con cuidado la colocación del dosímetro y los campos de radiación reales a los cuales ha estado expuesto el trabajador para estimar la dosis que el *trabajador* recibió en realidad. Se debe obtener del trabajador una declaración, que formará parte de la investigación y será incluida en el informe. Pero la mayoría de las veces, las dosis muy grandes recibidas por el dosímetro se deben a la exposición radiológica deliberada del dosímetro mientras nadie lo llevaba puesto.

## Bioensayo

*Bioensayo* (también llamado *radiobioensayo*) significa la determinación de los tipos, las cantidades o las concentraciones y, en algunos casos, los emplazamientos de material radiactivo en el cuerpo humano, ya sea por medición directa (recuento *in vivo*) o por análisis y evaluación de materiales excretados o eliminados del cuerpo humano.

El bioensayo se suele utilizar para evaluar el equivalente de dosis del trabajador debido al material radiactivo incorporado al cuerpo. También puede dar una indicación de la eficacia de las medidas activas tomadas para evitar la incorporación. Raras veces se usa para estimar la dosis recibida por un trabajador en una exposición radiológica externa masiva (por ejemplo, mediante el recuento de leucocitos o defectos cromosómicos).

El bioensayo tiene que efectuarse cuando exista una probabilidad razonable de que un trabajador pueda incorporar o haya incorporado en su cuerpo más de un porcentaje determinado (por lo general el 5 ó 10 %) del LIA de un radionucleido. La forma química y física del radionucleido buscado en el cuerpo determina el tipo de bioensayo necesario para detectarlo.

El bioensayo puede consistir en analizar muestras tomadas del cuerpo (por ejemplo, orina, heces, sangre o cabellos) en busca de isótopos radiactivos. En este caso, la cantidad de radiactividad en la muestra puede relacionarse con la radiactividad en el cuerpo de la persona, y posteriormente con la dosis de radiación que el cuerpo de la persona o determinados órganos han recibido o está previsto que reciban. El bioensayo de orina para detección de tritio es un ejemplo de este tipo de bioensayo.

La exploración total o parcial del cuerpo con un escáner puede utilizarse para detectar fuera del cuerpo radionucleídos que emitan rayos X o gamma de una energía medible. El bioensayo del tiroides para detección de yodo 131 (<sup>131</sup>I) es un ejemplo de este tipo de bioensayo.

El bioensayo se puede efectuar sobre el terreno, o pueden remitirse muestras o enviarse al mismo personal a una instalación u organización especializada en bioensayos. En cualquier caso, la calibración adecuada de los instrumentos y la certificación de los procedimientos de laboratorio son esenciales para garantizar unos resultados exactos, precisos y defendibles.

## Ropa protectora

La ropa protectora es suministrada por la empresa al trabajador para reducir la posibilidad de contaminación radiactiva del trabajador o de su ropa o para el blindaje parcial del trabajador contra la radiación beta, X o gamma. Ejemplos de lo primero son la ropa, guantes, campanas y botas anticontaminación. Ejemplos de lo último son los delantales de plomo, guantes y gafas.

## Protección respiratoria

Un dispositivo de protección respiratoria es un aparato, como por ejemplo un respirador, empleado para reducir la incorporación de materiales radiactivos aerotransportados al trabajador.

Los empleadores deben utilizar, en la medida que sea factible, controles de procesos u otros medios técnicos (por ejemplo, contención o ventilación) para limitar las concentraciones de materiales radiactivos en el aire. Cuando no sea posible aplicar estas medidas hasta rebajar las concentraciones de material radiactivo en el aire hasta valores inferiores a los que definen una zona con radiactividad en el aire, la empresa, coherente con mantener el equivalente de dosis efectiva total ALARA, incrementará la vigilancia y limitará las incorporaciones por uno o más de los medios siguientes:

- control de acceso;
- limitación de tiempos de exposición;
- empleo de equipo de protección respiratoria,
- otros controles.

El equipo de protección respiratoria que se entregue a los trabajadores deberá cumplir las normas nacionales aplicables.

La empresa deberá implantar y mantener un programa de protección respiratoria que abarque:

- un muestreo del aire suficiente para identificar el peligro potencial, permitir la selección del equipo adecuado y estimar las exposiciones;
- las inspecciones y bioensayos necesarios para evaluar las incorporaciones reales;
- prueba de funcionamiento de los respiradores inmediatamente antes de cada uso;
- procedimientos escritos relativos a la selección, ajuste, entrega, mantenimiento y prueba de respiradores, incluida la comprobación de funcionamiento inmediatamente antes de cada uso; supervisión y formación de personal; vigilancia, incluidos muestreo del aire y bioensayos, y registro de resultados,
- determinación por un médico, antes del ajuste inicial de respiradores, y después con una periodicidad especificada por un médico, de que el usuario individual tiene las condiciones médicas para utilizar el equipo de protección respiratoria.

La empresa deberá advertir a cada usuario de respirador de que le está permitido abandonar la zona de trabajo en cualquier momento para descansar del uso del respirador en caso de mal funcionamiento del equipo, angustia física o psicológica, fallo de procedimiento o de comunicación, deterioro significativo de las condiciones operativas o cualesquiera otras condiciones que pudieran exigir este descanso.

Aunque las circunstancias puedan no exigir el empleo rutinario de respiradores, unas condiciones creíbles de emergencia pueden imponer su disponibilidad. En esos casos, los respiradores también deberán estar certificados para tal uso por una

organización autorizada y mantenidos en perfecto orden de funcionamiento.

### Vigilancia de la salud en el trabajo

Los trabajadores expuestos a la radiación ionizante deben contar con servicios de salud en el trabajo en el mismo grado que los expuestos a otros peligros profesionales.

Reconocimientos generales previos a la contratación evaluarán la salud general de los candidatos y establecerán datos de referencia. Debe obtenerse siempre el historial médico y de exposición. La naturaleza de la exposición radiológica esperable puede recomendar la ejecución de reconocimientos especializados, como el del cristalino del ojo y el recuento de células de la sangre, lo que debe dejarse a la discreción del médico responsable.

### Inspecciones de contaminación

Una inspección de contaminación es una evaluación de las condiciones radiológicas acompañantes a la producción, uso, liberación, eliminación o presencia de materiales radiactivos u otras fuentes de radiación. Cuando sea oportuno, esta evaluación incluirá un estudio del emplazamiento físico del material radiactivo y mediciones o cálculos de niveles de radiación o de concentraciones o cantidades del material radiactivo existente.

Las inspecciones de contaminación se realizan para poner de relieve el cumplimiento de los reglamentos nacionales y para evaluar los niveles de radiación, las concentraciones o cantidades de material radiactivo, así como los peligros radiológicos potenciales que pudieran existir.

La frecuencia de las inspecciones de contaminación estará determinada por el grado de peligro potencial existente. Se realizarán inspecciones semanales en las áreas de almacenamiento de residuos radiactivos y en laboratorios y clínicas donde se utilicen cantidades relativamente grandes de fuentes radiactivas no selladas. Será suficiente una inspección mensual en laboratorios que trabajan con fuentes radiactivas pequeñas, como en los laboratorios que realizan ensayos *in vitro* con ayuda de isótopos como tritio, carbono 14 ( $^{14}\text{C}$ ) y yodo 125 ( $^{125}\text{I}$ ) con actividades inferiores a unos pocos kBq.

El equipo de seguridad radiológica y los medidores de inspección deberán ser los adecuados para los tipos de material radiactivo y radiaciones que se inspeccionan, y ha de estar perfectamente calibrado.

Las inspecciones de contaminación consisten en mediciones de los niveles de radiación ambiental con un contador Geiger-Mueller (G-M), cámara de ionización o contador de centelleo; en mediciones de posible contaminación superficial  $\alpha$  o  $\beta\gamma$  con contadores G-M de ventana delgada o contadores de centelleo de sulfuro de zinc (ZnS); y en pruebas de barrido de superficies que después serán contadas en un contador de centelleo de pozo (yoduro de sodio (NaI)), un contador de germanio (Ge) o un contador de centelleo de líquido, como el caso requiera.

Se establecerán medidas de acción a distintos niveles en función de los resultados que se midan de radiación y contaminación ambiente. Cuando se sobrepase un nivel de acción, se tomarán de inmediato medidas para mitigar los niveles detectados, restablecer las condiciones aceptables e impedir una exposición innecesaria del personal a la radiación y la captación y difusión de material radiactivo.

### Vigilancia medioambiental

La vigilancia medioambiental consiste en la recogida y medición de muestras del medio ambiente en busca de materiales radiactivos y en vigilar los niveles de radiación en áreas exteriores a los

límites del lugar de trabajo. Los fines de la vigilancia medioambiental son: estimar las consecuencias sobre los seres humanos de la liberación de radionucleidos a la biosfera, detectar escapes de material radiactivo al medio ambiente antes de que lleguen a ser graves y poner de relieve el cumplimiento de los reglamentos.

La descripción completa de las técnicas de vigilancia medioambiental trasciende el ámbito de este artículo. Pero ello no impide pasar revista a los principios generales que inspiran dicha vigilancia.

Deberán tomarse muestras de los distintos escalones que permitan seguir el camino más probable de los radionucleidos desde el medio ambiente hasta el hombre. Por ejemplo, se tomarán muestras periódicas de suelo, agua, hierba y leche en regiones agrícolas alrededor de una central nuclear y se analizará su contenido de yodo 131 ( $^{131}\text{I}$ ) y estroncio 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ).

La vigilancia medioambiental puede incluir la toma de muestras de aire, aguas subterráneas, aguas superficiales, suelo, follaje, pescado, leche, animales de caza, etc. La elección de las muestras a tomar y de la frecuencia del muestreo deberá basarse en los fines de la vigilancia, aunque a veces un número pequeño de muestras al azar puede desvelar un problema desconocido con anterioridad.

El primer paso en el diseño de un programa de vigilancia medioambiental es caracterizar el tipo, la cantidad y la forma física y química de los radionucleidos que se liberan o que pudieran liberarse por causa de un accidente.

La consideración siguiente es la posibilidad de transporte de estos radionucleidos por el aire, las aguas subterráneas y las aguas superficiales. El fin perseguido es predecir las concentraciones de radionucleidos que llegarán a los seres humanos directamente por el aire y el agua o indirectamente por los alimentos.

El siguiente aspecto objeto de preocupación es la bioacumulación de radionucleidos resultante de la deposición en medios acuáticos y terrestres. Su objetivo es predecir la concentración de radionucleidos después de haber entrado en la cadena alimentaria.

Por último, se estudian la tasa de consumo humano de los alimentos que pudieran estar contaminados y la contribución de este consumo a las dosis radiactivas en las personas y a los riesgos para la salud de los seres humanos. Los resultados de este análisis se utilizan para determinar el mejor método de muestreo medioambiental y para garantizar que se cumplan los objetivos del programa de vigilancia medioambiental.

### Ensayos de fuga de fuentes selladas

Una fuente sellada significa que el material radiactivo está encerrado en una cápsula diseñada para impedir la fuga o escape del material. Estas fuentes tienen que ser sometidas a comprobaciones periódicas para verificar que no existen fugas de material radiactivo.

Toda fuente sellada será sometida a ensayo de fuga antes de su primera puesta en servicio a menos que el proveedor presente un certificado de que la fuente ha sido comprobada en los seis últimos meses (tres meses para emisores  $\alpha$ ) antes de su transferencia al propietario actual. Toda fuente sellada será sometida a ensayo periódico de fuga cada seis meses (tres meses para emisores  $\alpha$ ) o con una periodicidad especificada por el organismo competente.

En general, el ensayo de fuga no necesita aplicarse a las fuentes siguientes:

- fuentes que sólo contengan material radiactivo con un período de semidesintegración inferior a 30 días;
- fuentes que sólo contengan material radiactivo en forma de gas;

- fuentes que contengan 4 MBq o menos de material emisor  $\beta\gamma$  o 0,4 MBq o menos de material emisor  $\alpha$ ;
- fuentes almacenadas y no utilizadas; no obstante, cada una de ellas deberá ser sometida a ensayo de fuga antes de ser utilizada o transferida, a menos que haya superado el ensayo de fuga en los seis meses anteriores a la fecha de utilización o transferencia,
- perlas de iridio 192 ( $^{192}\text{Ir}$ ) encerradas en cinta de nylon.

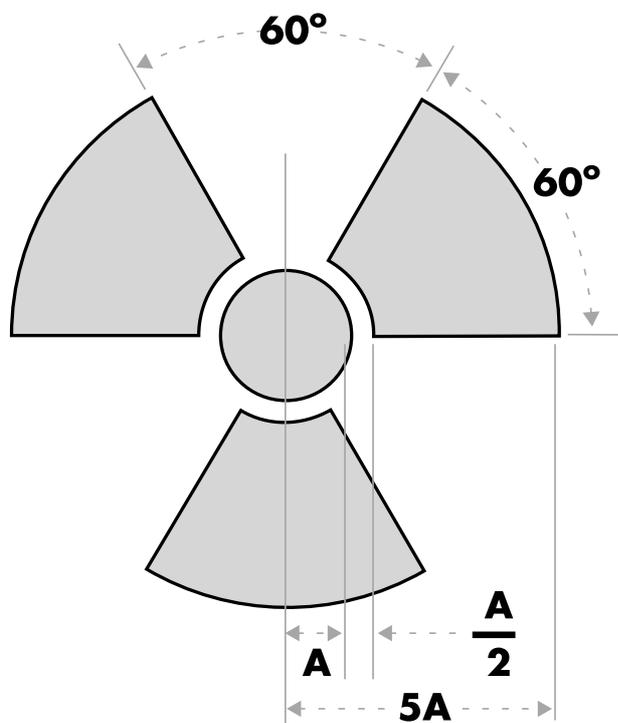
Para realizar un ensayo de fuga se toma una muestra por barrido de la fuente sellada o de las superficies del dispositivo en que la fuente sellada está montada o almacenada en las que cabría esperar la acumulación de contaminación radiactiva, o mediante el lavado de la fuente en un volumen pequeño de solución detergente y el tratamiento de todo el volumen como la muestra.

La muestra debe medirse de manera que el ensayo de fuga pueda detectar la presencia de al menos 200 Bq de material radiactivo en la muestra.

El ensayo de fuga de las fuentes selladas de radio exige aplicar procedimientos especiales que detecten la fuga de gas radón ( $\text{Rn}$ ). Por ejemplo, uno de los procedimientos consiste en mantener la fuente sellada en un tarro con fibras de algodón durante un tiempo mínimo de 24 horas. Al día siguiente, se analizan las fibras de algodón para averiguar la presencia de progenie del  $\text{Rn}$ .

Una fuente sellada con fugas que superen los límites admisibles debe ser retirada del servicio. Si la fuente no tiene reparación, será tratada como los residuos radiactivos. El organismo competente puede exigir información de las fuentes con fugas si se sospecha que la fuga es resultado de un defecto de fabricación que merezca la pena investigar.

Figura 48.19 • Símbolo de radiación.



El área sombreada tiene que ser de color magenta o púrpura. El fondo deberá ser amarillo.

### Inventario

El personal de seguridad radiológica deberá mantener un inventario actualizado del material radiactivo y de otras fuentes de radiación ionizante que sea responsabilidad de la empresa. Los procedimientos de la organización garantizarán que el personal de seguridad radiológica tenga conocimiento de la recepción, uso, transferencia y eliminación del material y las fuentes, de manera que el inventario corresponda a las existencias actuales. Al menos cada tres meses, deberá efectuarse un inventario físico de todas las fuentes selladas. El inventario completo de fuentes de radiación ionizante debe verificarse durante la auditoría anual del programa de seguridad radiológica.

### Letreros de zonas

La Figura 48.19 muestra el símbolo estándar internacional de radiación, que es obligatorio que destaque en todas las señales que identifiquen zonas controladas a efectos de seguridad radiológica y en las etiquetas de contenedores que indiquen la presencia de materiales radiactivos.

Las áreas controladas a efectos de seguridad radiológica se designan a menudo según el orden creciente de las tasas de dosis. Dichas áreas deberán ser identificadas con anuncios llamativos donde figure el símbolo de radiación y el letrero "PRECAUCION, ZONA DE RADIACION," "PRECAUCION [o PELIGRO], ZONA DE ALTA RADIACION," o "GRAVE PELIGRO, ZONA DE MUY ALTA RADIACION," según el caso.

4. Una zona de radiación es un área, accesible al personal, en la que existen niveles de radiación que pueden hacer que un individuo reciba un equivalente de dosis superior a 0,05 mSv en 1 h a 30 cm de la fuente de radiación o de cualquier superficie en la que penetre la radiación.
5. Una zona de alta radiación es un área, accesible al personal, en la que existen niveles de radiación que pueden hacer que un individuo reciba un equivalente de dosis superior a 1 mSv en 1 h a 30 cm de la fuente de radiación o de cualquier superficie en la que penetre la radiación.
6. Una zona de muy alta radiación es un área, accesible al personal, en la que existen niveles de radiación que pueden hacer que un individuo reciba un equivalente de dosis superior a 5 Gy en 1 h a 1 m de la fuente de radiación o de cualquier superficie en la que penetre la radiación.

Si una zona o recinto contiene una cantidad importante de material radiactivo (definida por el organismo competente), la entrada a dicha área o recinto deberá estar señalada con un aviso llamativo que lleve el símbolo de radiación y el letrero "PRECAUCION [o PELIGRO], MATERIALES RADIATIVOS".

Una zona con radiactividad aerotransportada es un recinto o área en la que la radiactividad del aire supera determinados niveles definidos por el organismo competente. Toda zona con radiactividad en el aire estará señalada con un aviso que lleve un símbolo o varios símbolos de radiación y el letrero "PRECAUCION, ZONA DE RADIATIVIDAD EN EL AIRE" o "PELIGRO, ZONA DE RADIATIVIDAD EN EL AIRE".

Pueden ser excepciones a estos requisitos de señalización las habitaciones de pacientes en hospitales donde esas habitaciones tienen ya establecido un control adecuado. Tampoco es preciso poner avisos en zonas o habitaciones en las que se colocarán fuentes de radiación durante períodos de ocho horas o menos y que tienen ya establecido un control adecuado permanente por personal calificado.

### Control de acceso

El grado en que deba estar controlado el acceso a una zona estará determinado por la gravedad del peligro potencial de radiación en esa zona.

### Control de acceso a zonas de alta radiación

Cada punto de entrada o acceso a una zona de alta radiación deberá tener una o más de las características siguientes:

- un dispositivo de control que, al entrar en la zona, haga disminuir el nivel de radiación hasta otro inferior al que podría hacer recibir a un individuo una dosis de 1 mSv en 1 h a 30 cm de la fuente de radiación o de cualquier superficie que penetre la radiación;
- un dispositivo de control que active una señal de alarma llamativa, visible o audible, que alerte a cualquier persona que entre en la zona de alta radiación y al supervisor de la actividad,
- entradas cerradas con llave, salvo durante horarios en que sea necesario el acceso a la zona, con control positivo en cada entrada individual.

Los controles exigidos en una zona de alta radiación pueden ser sustituidos por una vigilancia permanente, directa o electrónica, es decir, capaz de impedir la entrada no autorizada.

Los controles se establecerán de manera que no se impida a las personas abandonar el área de alta radiación.

### Control de acceso a zonas de muy alta radiación

Además de los requisitos propios de una zona de alta radiación, se establecerán medidas adicionales para garantizar que nadie pueda tener acceso no autorizado o inadvertido a zonas en que los niveles de radiación podrían situarse en 5 Gy o más en 1 h a 1 m de una fuente de radiación o de cualquier superficie que sea penetrada por la radiación.

### Marcas en contenedores y equipo

Todo recipiente que contenga material radiactivo por encima de una cantidad determinada por el organismo competente deberá llevar una etiqueta duradera y bien visible con el símbolo de

radiación y las palabras "PRECAUCION, MATERIAL RADIATIVO" o "PELIGRO, MATERIAL RADIATIVO". La etiqueta deberá contener también información suficiente como el radionucleido o radionucleidos del contenedor, una estimación de la cantidad de radiactividad, la fecha hasta la cual se estima que durará la actividad, niveles de radiación, clases de materiales y enriquecimiento másico) para que las personas que vayan a manipular o utilizar los contenedores, o a trabajar en su proximidad, tomen precauciones que eviten o reduzcan las exposiciones.

Antes de eliminar o desechar contenedores vacíos no contaminados hacia zonas no restringidas, es preciso quitar o borrar la etiqueta de material radiactivo, o bien se indicará con claridad que el contenedor no tiene ya materiales radiactivos.

No es obligatorio rotular los contenedores si:

1. los contenedores son atendidos por una persona que adopta las precauciones necesarias para impedir la exposición de individuos más allá de los límites reglamentarios;
2. los contenedores, cuando son transportados, se embalan y rotulan de acuerdo con las disposiciones para transporte adecuadas;
3. los contenedores sólo son accesibles a personas autorizadas para manipularlos o utilizarlos, o para trabajar en la proximidad de los contenedores, si su contenido está identificado para estos individuos mediante un registro escrito fácilmente asequible (ejemplos de contenedores de este tipo son los situados en lugares como canales llenos de agua, bóvedas de almacenamiento o celdas radiactivas). El registro deberá mantenerse todo el tiempo que los contenedores estén en uso para el fin indicado en el registro,
4. los contenedores están instalados en equipo de fabricación o de proceso, como componentes de reactor, tuberías y depósitos.

### Dispositivos de aviso y alarmas

Las zonas de alta radiación y de muy alta radiación tienen que estar equipadas con dispositivos de aviso y alarmas como los ya

Figura 48.20 • Categoría I - etiqueta BLANCA.

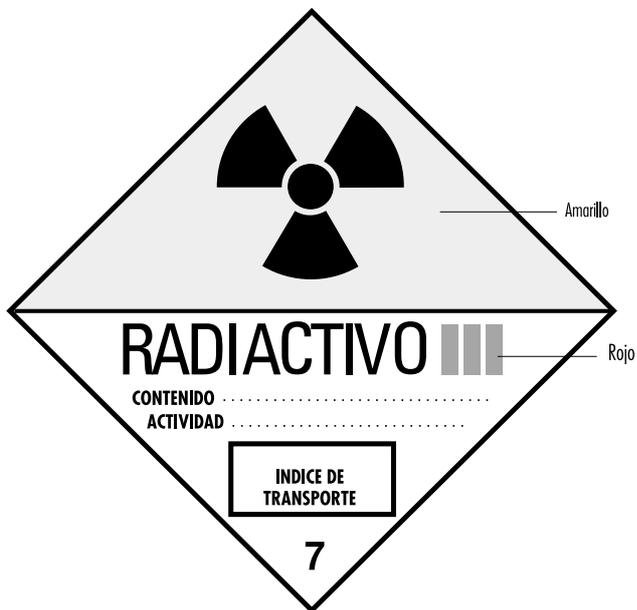


La etiqueta tendrá forma de diamante y 10 cm de lado.

Figura 48.21 • Categoría II - etiqueta AMARILLA.



La etiqueta tendrá forma de diamante y 10 cm de lado.



La etiqueta tendrá forma de diamante y 10 cm de lado.

---



La placa tendrá forma general de diamante, de rectángulo o de cuadrado. El lado de dimensión mínima medirá 15 cm.

---



eliminación de estos residuos están controladas por los organismos competentes nacionales e internacionales.

Es frecuente que los residuos radiactivos tengan alguna propiedad distinta de la radiactividad que por sí misma convierta a estos desechos en peligrosos. Estos residuos se denominan *residuos mixtos*. Son ejemplos de ellos los residuos radiactivos que entrañan también peligro biológico o son tóxicos. Los residuos mixtos requieren una manipulación especial. Antes de eliminarlos es preciso consultar a los organismos competentes en la materia.

### **Retención para desintegración radiactiva**

Si el período de semidesintegración del material radiactivo es corto (en general, inferior a 65 días) y si la organización tiene espacio de almacenamiento suficiente, los residuos radiactivos pueden retenerse hasta su desintegración y la posterior eliminación sin preocuparse de su radiactividad. Un plazo de retención de al menos diez períodos de semidesintegración es suficiente para que los niveles de radiación sean indistinguibles del fondo natural.

Los residuos tienen que ser inspeccionados antes de su eliminación. En la inspección debe emplearse la instrumentación adecuada para detectar la radiación y demostrar que los niveles de radiación son indistinguibles del fondo.

### **Incineración**

Si el organismo competente permite la incineración de los desechos, en general hay que demostrar que al incinerarlos no se origina concentración de radionucleidos en el aire hasta niveles no admisibles. Las cenizas deberán someterse a inspección periódica para verificar que no son radiactivas. En algunas circunstancias, puede ser necesario vigilar el escape de gases para cerciorarse de que no se rebasan las concentraciones admisibles en el aire.

### **Eliminación por el sistema de desagüe sanitario**

Si el organismo competente permite este método de eliminación, por lo general hay que demostrar que este vertido no origina concentración de radionucleidos en el agua hasta niveles no admisibles. El material a eliminar ha de ser soluble o, en caso contrario, dispersable en el agua. El organismo competente suele establecer límites anuales específicos a esta eliminación por clases de radionucleido.

### **Enterramiento**

Los residuos radiactivos no eliminables por ningún otro medio serán eliminados por enterramiento en lugares autorizados por los organismos competentes nacionales o locales, que son muy rigurosos en el control de este tipo de eliminación. No se suele permitir a los generadores de residuos eliminar éstos en sus propios terrenos. Los costes asociados al enterramiento comprenden los gastos de embalado, transporte y almacenamiento. A estos costes se suma el del espacio necesario para el enterramiento, que puede reducirse si se compactan los desechos. Los costes de enterramiento de residuos radiactivos aumentan a ritmo creciente.

### **Auditorías de programas**

Los programas de seguridad radiológica deben ser sometidos a una auditoría periódica que ponga de manifiesto su eficacia, integridad y conformidad con las disposiciones de los organismos competentes. La auditoría debe realizarse una vez al año como mínimo y abarcar todos los aspectos. Se admiten también auditorías internas, pero son preferibles las realizadas por organismos exteriores independientes. Estos suelen ser más objetivos y tienen un punto de vista más global que los auditores locales. Un

organismo auditor no implicado en las operaciones diarias de un programa de seguridad radiológica está más preparado para identificar problemas que no detectan los operadores locales, acostumbrados a pasarlos por alto.

### **Formación**

Los empleadores son responsables de que todos los trabajadores expuestos o que pudieran estar expuestos a radiación ionizante o a materiales radiactivos reciban formación en seguridad radiológica. Tienen que proporcionar formación inicial antes de que el trabajador comience a trabajar y renovar cada año la formación. Además, todas las mujeres trabajadoras en edad fértil deberán recibir formación e información especial sobre los efectos de la radiación ionizante en los niños no nacidos y sobre las precauciones que deben adoptar. Esta formación especial debe facilitarse a la mujer trabajadora cuando se la contrata, cada año posterior y si notifica a su empleador que está embarazada.

Todo el personal que trabaje en cualquier parte de una zona a la que esté restringido el acceso por causas de seguridad radiológica o que la frecuente:

- será informado del almacenamiento, transferencia o uso de materiales radiactivos o de radiación en esas partes de la zona restringida;
- recibirá formación sobre los problemas de protección de la salud relacionados con la exposición a esa clase de materiales radiactivos o de radiación, sobre precauciones o procedimientos para reducir la exposición y sobre los fines y funciones de los dispositivos protectores empleados;
- recibirá formación e instrucciones para observar, en la medida de sus atribuciones, las disposiciones aplicables de los reglamentos nacionales y de la empresa relativos a la protección de personal frente a exposiciones a la radiación o a materiales radiactivos existentes en esas zonas;
- será informado de sus responsabilidades de informar con diligencia al empleador de cualquier situación que pudiera entrañar la violación de reglamentos nacionales o de la empresa o una exposición innecesaria a radiación o a material radiactivo;
- será informado de la respuesta adecuada a los avisos que se emitan en caso de cualquier emergencia o fallo de funcionamiento que pueda implicar exposición a radiación o a material radiactivo,
- será asesorado en relación con los informes de exposición radiológica que los trabajadores puedan solicitar.

El alcance de las instrucciones de seguridad radiológica deberá ser acorde con los problemas potenciales de protección radiológica de la salud en la zona controlada. Las instrucciones deberán extenderse según proceda al personal auxiliar, como las enfermeras que atienden a pacientes sometidos a tratamientos radiactivos en hospitales y los bomberos y agentes de policía que pudieran responder a emergencias.

### **Cualificaciones de los trabajadores**

Los empleadores deberán garantizar que los trabajadores que utilicen radiación ionizante estén cualificados para realizar el trabajo para el que han sido contratados. Los trabajadores deberán tener la formación básica y la experiencia necesarias para desempeñar sus trabajos con seguridad, sobre todo en relación con la exposición a la radiación ionizante y a materiales radiactivos y con su utilización.

El personal de seguridad radiológica tendrá los conocimientos y calificaciones adecuados para poner en práctica y operar un programa de seguridad radiológica satisfactorio. Sus conocimientos y calificaciones estarán a la altura, como mínimo, de los problemas potenciales de protección radiológica de la salud que

ellos y los trabajadores tengan probabilidades razonables de encontrar.

### Planificación de emergencias

Todas las operaciones que utilicen radiación ionizante o materiales radiactivos, salvo las de menor cuantía, deberán contar con planes de emergencia. Estos planes deberán estar al día y se pondrán a prueba en simulaciones periódicas.

En los planes de emergencia deben considerarse todas las situaciones de emergencia verosímiles. Los planes de una gran central nuclear serán mucho más amplios, abarcarán una zona mucho mayor e implicarán a más personas que los planes de un pequeño laboratorio de radioisótopos.

Todos los hospitales, en especial los situados en grandes áreas metropolitanas, deben poseer planes para la recepción y asistencia de pacientes contaminados por radiactividad. Las organizaciones de policía y bomberos deben tener planes para hacer frente a accidentes de transporte de material radiactivo.

### Mantenimiento de registros

Las actividades de seguridad radiológica de una organización exigen una documentación rigurosa, que se archivará en los soportes adecuados. Estos registros son esenciales si surge la necesidad de conocer exposiciones a la radiación o escapes de radiactividad anteriores y para demostrar el cumplimiento de lo dispuesto por los organismos competentes. Se dará una alta prioridad al mantenimiento coherente, exacto y completo de estos registros.

### Consideraciones organizativas

El puesto del responsable principal de la seguridad radiológica se colocará en un nivel de la organización que le permita el acceso inmediato a todos los escalones de trabajadores y dirección. Esta persona deberá tener acceso libre a zonas cuyo acceso esté restringido por motivos de seguridad radiológica, y autoridad para detener inmediatamente las prácticas inseguras o ilegales.

## ● PLANIFICACION DE MEDIDAS Y GESTION DE ACCIDENTES RADIOLOGICOS

*Sydney W. Porter, Jr*

En este artículo se describen varios accidentes por radiación importantes, sus causas y las respuestas a ellos. Un repaso de los acontecimientos que condujeron a estos accidentes y de los ocurridos durante y después de ellos puede dar a los planificadores información para evitar que sucedan accidentes similares en el futuro y, si volvieran a producirse, mejorar y acelerar la respuesta correspondiente.

### Muerte por radiación aguda resultante de una emisión accidental nuclear crítica el 30 de diciembre de 1958

Este informe merece ser reseñado porque da cuenta de la mayor dosis accidental de radiación recibida por seres humanos (hasta la fecha) y por el tratamiento extraordinariamente profesional y meticuloso del caso. Representa una de las mejores descripciones documentadas que existen, si no la mejor, del *síndrome de radiación aguda* (JOM 1961).

A las 4.35 de la tarde del 30 de diciembre de 1958, en la planta de recuperación de plutonio del Laboratorio Nacional de Los Alamos (Nuevo México, Estados Unidos) tuvo lugar una

emisión accidental crítica que originó una lesión radiológica mortal a un empleado (K).

La hora del accidente es importante porque otros seis trabajadores habían estado en la misma sala con K treinta minutos antes. La fecha del accidente es importante porque el flujo normal de material fisionable había sido interrumpido en el sistema con motivo del inventario físico de fin de año. Esta interrupción provocó que un procedimiento rutinario se convirtiera en no rutinario y condujera a un "punto crítico" accidental de los sólidos ricos en plutonio introducidos por accidente en el sistema.

### Resumen de estimaciones de la exposición radiológica de K

La mejor estimación de la exposición corporal total media de K la cifró entre 39 y 49 Gy, de los que unos 9 Gy fueron debidos a neutrones de fisión. La mitad superior del cuerpo recibió una porción de la dosis bastante mayor que la mitad inferior. La Tabla 48.16 muestra la estimación de la exposición radiológica de K.

### Evolución clínica del paciente

En retrospectiva, la evolución clínica del paciente K puede dividirse en cuatro períodos distintos. Estos períodos difieren en duración, síntomas y respuesta a la terapéutica de apoyo.

El primer período, que duró de 20 a 30 minutos, se caracterizó por su inmediato colapso físico e incapacitación mental. Su estado evolucionó a la semiinconsciencia y la prostración grave.

El segundo período duró en torno a 1,5 horas y comenzó con su llegada en camilla a la sala de urgencias del hospital y terminó con su traslado desde la sala de urgencias a la planta para tratamiento de apoyo ulterior. Este intervalo se caracterizó por un shock cardiovascular tan grave que la muerte parecía inminente en todo momento. Parecía sufrir dolores abdominales intensos.

El tercer período, de unas 28 horas, se caracterizó por una mejoría subjetiva suficiente para alentar los intentos continuos de aliviar su anoxia, hipotensión y fallo circulatorio.

El cuarto período comenzó con la aparición no anunciada de irritabilidad y antagonismo rápidamente crecientes hasta bordear la manía, seguidos de coma y muerte en alrededor de 2 horas. La evolución clínica completa duró 35 horas desde el momento de exposición radiológica hasta el fallecimiento.

Los cambios clínico-patológicos más dramáticos se observaron en los sistemas hematopoyético y urinario. A las ocho horas no se encontraron linfocitos en la sangre circulante, y hubo una parada urinaria prácticamente completa a pesar de la administración de grandes cantidades de líquidos.

La temperatura rectal de K varió entre 39,4 y 39,7 °C durante las 6 primeras horas y luego cayó de repente al valor normal, donde permaneció mientras estuvo vivo. Esta alta temperatura inicial y su mantenimiento durante 6 horas se

Tabla 48.16 • Estimaciones de la exposición de K a la radiación.

Región y condiciones	Dosis absorbida, neutrones rápidos (Gy)	Dosis absorbida, gamma (Gy)	Dosis absorbida total (Gy)
Cabeza (incidente)	26	78	104
Abdomen superior (incidente)	30	90	124
Total cuerpo (media)	9	30-40	39-49

consideraron acordes con su supuesta dosis masiva de radiación. Su pronóstico era grave.

De las diversas determinaciones efectuadas durante la evolución de la enfermedad, los cambios del recuento de leucocitos resultaron ser el indicador pronóstico más sencillo y mejor de la irradiación grave. La práctica desaparición de los linfocitos de la circulación periférica dentro de las 6 horas posteriores a la exposición se consideró una señal grave.

En el tratamiento sintomático de K se emplearon dieciséis agentes terapéuticos diferentes en un período aproximado de 30 horas. A pesar de ello y de la administración permanente de oxígeno, sus tonos cardíacos se hicieron muy distantes, lentos e irregulares unas 32 horas después de la irradiación. Su corazón experimentó una debilitación progresiva y de repente se paró a las 34 horas y 45 minutos de la irradiación.

### Accidente del reactor nº 1 de Windscale del 9 al 12 de octubre de 1957

El reactor n.º 1 de Windscale era un reactor productor de plutonio con combustible de uranio, moderado con grafito y refrigerado por aire. El núcleo fue destruido en parte por el fuego el 15 de octubre de 1957, lo que provocó la liberación aproximada de 0,74 PBq ( $10^{15}$  Bq) de yodo 131 ( $^{131}\text{I}$ ) al entorno hacia el que soplaban el viento.

Según un informe de la Atomic Energy Commission de EE.UU. sobre el incidente de Windscale, el accidente fue provocado por errores de juicio del operador acerca de datos de termopares y empeoró por una manipulación defectuosa del reactor que permitió que aumentara con excesiva rapidez la temperatura del grafito. También contribuyó el hecho de que los termopares detectores de la temperatura del combustible estaban situados en la parte más caliente del reactor (es decir, donde se producían las tasas de dosis más altas) durante el funcionamiento normal, en lugar de en las partes del reactor que estuvieran más calientes durante una liberación anormal. Otra deficiencia del equipo era el medidor de potencia del reactor, que estaba calibrado para funcionamiento normal y daba lecturas bajas durante las temperaturas de cristalización. A consecuencia del segundo ciclo de calentamiento, la temperatura del grafito aumentó el 9 de octubre, sobre todo en la zona frontal inferior del reactor, donde parte de la vaina había fallado por el rápido aumento anterior de la temperatura. Aunque el 9 de octubre hubo varios escapes pequeños de yodo, no fueron reconocidos hasta el 10 de octubre, cuando el medidor de actividad del escape indicó un aumento significativo (que no se consideró demasiado importante). Por último, en la tarde del 10 de octubre, otros monitores (planta Calder) indicaron la liberación de radiactividad. Los esfuerzos por refrigerar el reactor mediante circulación de aire a presión no sólo fracasaron, sino que en realidad aumentaron la magnitud de la radiactividad liberada.

Los escapes estimados en el accidente de Windscale fueron de 0,74 PBq de  $^{131}\text{I}$ , 0,22 PBq de cesio 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ), 3,0 TBq ( $10^{12}$ Bq) de estroncio 89 ( $^{89}\text{Sr}$ ), y 0,33 TBq de estroncio 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ). La máxima tasa de dosis absorbida gamma fuera de la instalación fue de unos 35  $\mu\text{Gy/h}$  debida a la actividad contenida en el aire. Las lecturas de actividad en el aire alrededor de las centrales de Windscale y Calder eran con frecuencia de 5 a 10 veces los niveles máximos admisibles, con picos ocasionales de 150 veces los niveles admisibles. Se prohibió beber leche procedente de una zona de 420 km de radio aproximadamente.

Durante las operaciones que se realizaron para recuperar el control del reactor, 14 trabajadores recibieron equivalentes de dosis superiores a 30 mSv por trimestre natural, con el equivalente de dosis máximo en 46 mSv por trimestre natural.

### Lecciones aprendidas

Se aprendieron muchas cosas en relación con el diseño y operación de reactores de uranio natural. Las insuficiencias en cuanto a la instrumentación del reactor y a la formación de operadores de reactores revelan también aspectos análogos a los del accidente de Three Mile Island (véase más adelante).

No existían directrices para la exposición admisible a corto plazo a yodo radiactivo en alimentos. El Medical Research Council británico llevó a cabo una investigación y análisis inmediatos y exhaustivos. Se derrochó ingenio para deducir en seguida las concentraciones máximas admisibles de  $^{131}\text{I}$  en los alimentos. El estudio de *Niveles de referencia en emergencias* que resultó de este accidente es la base de las guías de planificación de emergencias que ahora se usan en todo el mundo (Bryant 1969).

Se dedujo una correlación útil para predecir la contaminación significativa de la leche por yodo radiactivo. Se descubrió que los pastos con niveles de radiación gamma superiores a 0,3  $\mu\text{Gy/h}$  producían leche que superaba los 3,7 MBq/ $\text{m}^3$ .

La dosis absorbida por inhalación de yodo radiactivo en exposición es despreciable en comparación con la ingerida al beber leche o comer derivados lácteos. En una emergencia, la espectroscopia gamma rápida es preferible a procedimientos de laboratorio más lentos.

Quince equipos de dos personas realizaron inspecciones de radiación y obtuvieron muestras. Veinte personas se ocuparon de coordinar los muestreos e informar de los datos. Alrededor de 150 radioquímicos participaron en el análisis de las muestras.

Los filtros de escape de lana de vidrio no son satisfactorios en caso de accidente.

### Accidente del acelerador de Gulf Oil del 4 de octubre de 1967

Los técnicos de Gulf Oil Company utilizaban un acelerador de Van de Graaf de 3 MeV para la activación de muestras de suelo el 4 de octubre 1967. La combinación de un fallo del corte de alimentación en la llave de la consola del acelerador y el encendido de varios de los cortacircuitos en la puerta del túnel de seguridad y en la puerta interior de la sala del blanco produjo exposiciones accidentales graves de tres personas. Una de ellas recibió en torno a 1 Gy de equivalente de dosis en todo el cuerpo, la segunda recibió cerca de 3 Gy de equivalente de dosis en todo el cuerpo y la tercera unos 6 Gy de equivalente de dosis en todo el cuerpo, además de alrededor de 60 Gy en las manos y 30 Gy en los pies.

Una de las víctimas del accidente acudió al servicio médico, aquejada de náuseas, vómitos y dolores musculares generalizados. Sus síntomas se confundieron al principio con los de la gripe. Pero cuando el segundo paciente llegó con aproximadamente los mismos síntomas, se decidió que quizás hubieran recibido exposiciones significativas de radiación. Placas de película lo demostraron. El Dr. Niel Wald, de la división de salud radiológica de la Universidad de Pittsburgh, supervisó las pruebas de dosimetría y actuó también como coordinador médico en la investigación clínica y tratamiento de los pacientes.

El Dr. Wald hizo llevar en seguida por avión unidades de filtros absolutos al hospital de Pittsburgh, Pensilvania, donde habían sido ingresados los tres pacientes. Hizo instalar estos filtros absolutos de flujo laminar para limpiar el entorno de los pacientes de todos los contaminantes biológicos. Estas unidades de "aislamiento inverso" se utilizaron en el paciente de 1 Gy de exposición durante unos 16 días, y en los pacientes de 3 y 6 Gy de exposición durante mes y medio.

El Dr. E. Donnal Thomas, de la Universidad de Washington, llegó para realizar un trasplante de médula ósea al paciente de 6 Gy al octavo día de la exposición. El hermano gemelo del

paciente fue el donante de médula ósea. Aunque este heroico tratamiento médico salvó la vida del paciente de 6 Gy, no pudo hacerse nada para salvar sus brazos y piernas, cada uno de los cuales recibió decenas de gray de dosis absorbida.

### **Lecciones aprendidas**

Si se hubiera seguido el sencillo procedimiento operativo de utilizar siempre un detector cuando se entra a la sala de exposición, este trágico accidente podría haberse evitado.

Dos cortacircuitos como mínimo se habían bloqueado con cinta desde bastante tiempo antes de ocurrir este accidente. Anular los cortacircuitos protectores es intolerable.

Deberían haberse realizado verificaciones periódicas de mantenimiento en los cortacircuitos de potencia operados por llave del acelerador.

La celeridad de la atención médica salvó la vida de la persona con mayor exposición. El heroico procedimiento de realizar un trasplante completo de médula ósea, junto con el empleo del aislamiento inverso y la calidad de la asistencia médica fueron factores esenciales para salvar la vida de esta persona.

Los filtros de aislamiento inverso pueden obtenerse en cuestión de horas e instalarse en cualquier hospital para la asistencia de pacientes muy expuestos.

En retrospectiva, las autoridades médicas que se ocuparon de estos pacientes habrían recomendado la amputación más temprana, y luego a la altura definitiva en los dos o tres meses siguientes a la exposición. La amputación temprana hace disminuir la probabilidad de infección, acorta el período de dolores agudos, reduce la medicación analgésica necesaria, es posible que reduzca la estancia del paciente en el hospital y quizás contribuya a adelantar la rehabilitación. Desde luego, la amputación temprana debe hacerse mientras se relaciona la información dosimétrica con las observaciones clínicas.

### **Accidente del prototipo de reactor SL-1 (Idaho, EE.UU., 3 de enero de 1961)**

Este es el primer accidente mortal (y el único hasta la fecha) en la historia de las operaciones de reactores norteamericanos. El reactor. SL-1 es un prototipo de pequeño reactor compacto del ejército (Army Package Power Reactor, APPR) diseñado para su transporte por aire a zonas distantes para la producción de energía eléctrica. Este reactor se utilizaba para la prueba del combustible y para formar al personal del reactor. Era operado en el remoto emplazamiento desértico de la Estación Nacional de Prueba de Reactores de Idaho Falls, Idaho, por la empresa Combustion Engineering para el ejército de EE.UU. El SL-1 *no* era una central nuclear comercial (AEC 1961; American Nuclear Society 1961).

En el momento del accidente, el SL-1 estaba cargado con 40 elementos de combustible y 5 bandejas de barras de control. Podía producir del orden de 3 MW (térmicos) y era un reactor de agua en ebullición refrigerado y moderado por agua.

El accidente ocasionó la muerte de tres militares, y se originó por la retirada de una sola barra de control en una distancia de más de 1 m. Esto provocó que el reactor llegase a un inmediato punto crítico. Se desconoce el motivo por el cual un operador de reactores especializado y con licencia, con mucha experiencia en operaciones de renovación del combustible, retiró la barra de control más allá de su tope normal.

Una de las tres víctimas del accidente estaba viva todavía cuando el personal de respuesta inicial llegó por primera vez a la escena del accidente. Productos de fisión de alta actividad cubrían su cuerpo y estaban incrustados en su piel. En partes de la piel de la víctima se registraron más de 5,4 Gy/h a 15 cm, lo que obstaculizó el rescate y el tratamiento médico.

### **Lecciones aprendidas**

Ningún reactor diseñado desde el accidente del SL-1 ha podido ser llevado a un estado "inmediato al crítico" con una sola barra de control.

Todos los reactores tienen que disponer de dosímetros portátiles locales que posean escalas superiores a 20 mGy/h. Se recomiendan dosímetros con escala máxima de 10 Gy/h.

Nota: El accidente de Three Mile Island demostró que 100 Gy/h es la escala necesaria para mediciones gamma y beta.

Se necesitan instalaciones de tratamiento en las que un paciente muy contaminado pueda recibir tratamiento médico definitivo con medidas de protección razonables para el personal asistencial. Como la mayoría de estas instalaciones estarán en clínicas con otras funciones simultáneas, el control de contaminantes radiactivos contenidos en el aire y en el agua puede necesitar disposiciones especiales.

### **Máquinas de rayos X industriales y analíticas**

Las exposiciones accidentales a sistemas de rayos X son numerosas y a menudo implican irradiaciones sumamente altas a pequeñas partes del cuerpo. No es inhabitual que los sistemas de difracción de rayos X produzcan tasas de dosis absorbidas de 5 Gy/s a 10 cm del foco del tubo. A distancias más cortas, se han medido con frecuencia tasas de 100 Gy/s. El haz suele ser estrecho, pero incluso una exposición de pocos segundos puede originar lesiones locales graves (Lubenu y cols. 1967; Lindell 1968; Haynie y Olsher 1981; ANSI 1977).

Como estos sistemas se utilizan a menudo en circunstancias "no rutinarias", tienen tendencia a producir exposiciones accidentales. Los sistemas de rayos X de uso común en operaciones normales parecen ofrecer una seguridad razonable. El fallo del equipo no ha ocasionado exposiciones graves.

### **Lecciones aprendidas de las exposiciones accidentales a rayos X**

La mayoría de las exposiciones accidentales han tenido lugar en usos no rutinarios, cuando el equipo estaba semidesmontado o se habían quitado las cubiertas de blindaje.

En exposiciones más graves, no se habían dado instrucciones adecuadas a los operadores y al personal de mantenimiento.

Si se hubieran aplicado métodos sencillos y seguros contra fallos para garantizar que los tubos de rayos X estuvieran apagados durante las intervenciones de reparación y mantenimiento, podrían haberse evitado muchas exposiciones accidentales.

Los operadores y el personal de mantenimiento que trabajan con estas máquinas deben utilizar dosímetros personales de dedo o de muñeca.

Si se hubieran exigido cortacorrientes se podrían haber evitado muchas exposiciones accidentales.

El error humano del operador fue una causa que contribuyó a desencadenar la mayoría de los accidentes. La falta de recintos adecuados o el diseño defectuoso del blindaje empeoraron a menudo la situación.

### **Accidentes de radiografía industrial**

Desde el decenio de 1950 hasta el de 1970, la mayor tasa de accidentes radiológicos en una sola actividad ha correspondido siempre a las operaciones de radiografía industrial (OIEA 1969, 1977). Los órganos reguladores nacionales continúan la lucha para reducir esta frecuencia mediante la combinación de acciones como la mejora de reglamentos, exigencias estrictas de formación y políticas cada vez más rigurosas de inspección y cumplimiento (USCFR 1990). Estos esfuerzos normativos han tenido éxito en general, pero siguen ocurriendo muchos accidentes asociados a la radiología industrial. La legislación que

impone fuertes multas puede ser la herramienta más eficaz para que la seguridad radiológica sea tenida en cuenta por los gestores de la radiología industrial (y, en consecuencia, también por los trabajadores).

### **Causas de los accidentes de radiografía industrial**

**Formación de los trabajadores.** En la radiografía industrial quizá sea donde los requisitos de educación y formación son menos exigentes que en ningún otro puesto de trabajo relacionado con la radiación. Por lo tanto, el cumplimiento de los requisitos de formación existentes debe ser obligado y riguroso.

**Incentivo a la producción de los trabajadores.** Durante años, el aspecto en que más se ha insistido a los radiólogos industriales ha sido el de la cantidad de radiografías satisfactorias producidas por día. Esta práctica puede conducir a que cometan actos inseguros y omitan el uso de la dosimetría personal, de manera que no se detectaría si se traspasan los límites del equivalente de dosis.

**Falta de inspecciones adecuadas.** Es de máxima importancia inspeccionar los contenedores de las fuentes (contenedores de almacenamiento) (Figura 48.24) después de cada exposición. La omisión de estas inspecciones es la causa más probable de exposiciones innecesarias, muchas de las cuales no se registran, puesto que los radiólogos industriales raras veces utilizan dosímetros de mano o dedo (Figura 48.24).

**Problemas del equipo.** Debido a la intensa carga de trabajo de las cámaras de radiografía industrial, los mecanismos retráctiles de la fuente pueden aflojarse y provocar que la fuente no se retraiga por completo a su posición de almacenamiento seguro (punto A de la Figura 48.24). También hay muchas ocasiones en que los fallos de cortacircuitos de fuentes en armarios pueden causar exposiciones accidentales del personal.

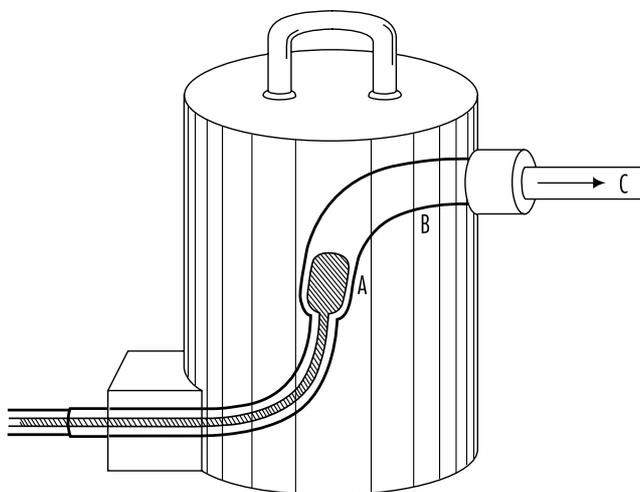
### **Diseño de planes de emergencia**

Para el diseño de planes de emergencia existen muchas directrices excelentes, tanto generales como específicas. Algunas referencias pueden ser de gran ayuda, y pueden consultarse en la bibliografía del final de este capítulo.

### **Bosquejo inicial del plan y los procedimientos de emergencia**

Hay que empezar por evaluar el inventario total de material radiactivo de la instalación en cuestión. Después es preciso

Figura 48.24 • Cámara de radiografías industriales.



analizar los accidentes verosímiles, de manera que se puedan determinar los límites máximos probables de los escapes desde la fuente. A continuación, el plan y sus procedimientos deberán permitir a los operadores de la instalación:

1. reconocer una situación de accidente;
2. clasificar el accidente por su gravedad;
3. tomar medidas para mitigar el accidente;
4. cursar las notificaciones oportunas;
5. pedir ayuda de forma eficaz y rápida;
6. cuantificar los escapes;
7. vigilar las exposiciones dentro y fuera de la instalación, así como mantener las exposiciones de emergencia ALARA;
8. recuperar la instalación lo antes que las circunstancias permitan,
9. mantener registros exactos y detallados.

### **Tipos de accidentes asociados a reactores nucleares**

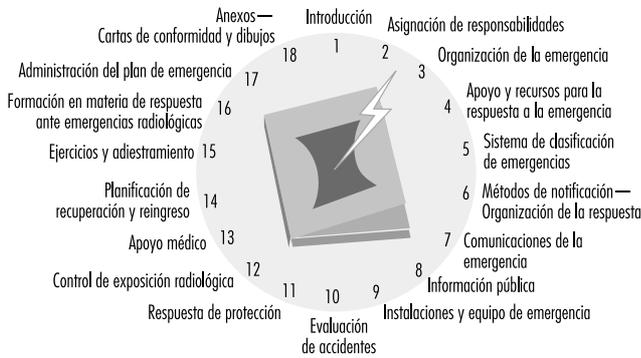
A continuación se da una lista de accidentes asociados a reactores nucleares, ordenados desde el más probable al menos probable. (Son mucho más probables, con gran diferencia, los accidentes del tipo industrial general, ajenos a los reactores nucleares.)

1. Escapes inesperados de material radiactivo de bajo nivel con exposición radiológica externa del personal escasa o nula. Suelen ocurrir durante reacondicionamientos importantes o en expediciones de resina o combustible agotado. Fugas del sistema de refrigeración y vertidos de muestras de refrigerante en sumideros son causa frecuente de difusión de contaminación radiactiva.
2. Exposición inesperada externa del personal. Suele suceder durante reacondicionamientos importantes o intervenciones normales de mantenimiento.
3. Una combinación de difusión de contaminación, contaminación de personal y exposición radiológica externa de bajo nivel del personal es el accidente que le sigue en probabilidad. Estos accidentes ocurren en las mismas condiciones que los de 1 y 2.
4. Contaminación de grandes superficies por causa de una fuga importante del sistema de refrigeración del reactor o una fuga de refrigerante del combustible agotado.
5. Pastillas o partículas grandes de CRUD activado (véase la definición más adelante) dentro o sobre la piel, oídos u ojos.
6. Exposición radiológica de alto nivel del personal de la central. Su causa suele ser el descuido.
7. Liberación de cantidades pequeñas, pero superiores a las admisibles, de residuos radiactivos fuera de los límites de la central. Suele ir asociada a fallos humanos.
8. Fusión del reactor. Es probable que produzca gran contaminación fuera de la central, además de alta exposición del personal.
9. Emisión accidental del reactor (accidente del tipo SL-1).

### **Radionucleidos esperados en accidentes de reactores refrigerados con agua:**

- productos de corrosión y erosión activados (comúnmente denominados *CRUD*) en el refrigerante; como cobalto 60 ó 58 ( $^{60}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ), hierro 59 ( $^{59}\text{Fe}$ ), manganeso 58 ( $^{58}\text{Mn}$ ) y tantalio 183 ( $^{183}\text{Ta}$ );
- productos de fisión de bajo nivel radiactivo que suelen estar presentes en el refrigerante; como yodo 131 ( $^{131}\text{I}$ ) y cesio 137 ( $^{137}\text{Cs}$ );
- en reactores de agua en ebullición, los puntos 1 y 2 anteriores más salida continua de gases de tritio ( $^3\text{H}$ ) de bajo nivel y de

Figura 48.25 • Ejemplo de plan de emergencia de central nuclear, índice de materias.



gases nobles radiactivos, como xenón 133 y 135 ( $^{133}\text{Xe}$ ,  $^{135}\text{Xe}$ ), argón 41 ( $^{41}\text{Ar}$ ), y criptón 85 ( $^{85}\text{Kr}$ ),  
 • tritio ( $^3\text{H}$ ) fabricado dentro del núcleo a la tasa de  $1,3 \times 10^{-4}$  átomos de  $^3\text{H}$  por fisión (sólo una fracción de este tritio abandona el combustible).

**Plan de emergencia típico de una central nuclear, índice**

En la Figura 48.28 se ofrece un ejemplo de índice de un plan de emergencia de una central nuclear. El plan deberá incluir todos

Figura 48.26 • Procedimientos típicos de implantación de un reactor nuclear.

**1. SUPERVISOR ENCARGADO DEL TURNO NUCLEAR/ALTO EMPLEADO A CARGO DE EMERGENCIAS (SNSS/EDO):**

- a. Acciones necesarias durante una emergencia en la estación no afectada
- b. Alerta - SNSS/EDO
- c. Emergencia en zona del emplazamiento - SNSS/EDO
- d. Recomendación de medidas de protección



**2. RESPUESTA DE LA ASISTENCIA:**

- a. Centro de asistencia técnica - Respuesta del equipo de ingeniería integrado
- b. Activación y operación del centro de apoyo operativo
- c. Centro de asistencia técnica - Soporte administrativo/respuesta de comunicadores
- d. Convocatoria en respuesta a la emergencia/llamada al personal



**3. RESPUESTA DE LA PROTECCION RADIOLOGICA:**

- a. Respuesta del técnico de protección radiológica presente en el turno
- b. Centro de asistencia técnica - Respuesta de la protección radiológica
- c. Punto de control - Respuesta de la protección radiológica/química
- d. Centro de apoyo operativo - Respuesta de la protección radiológica
- e. Bloqueo del tiroideos con yodo estable
- f. Muestreo del aire con sondas de emergencia
- g. Muestreo de corrientes (ventilación de la planta/descarga de líquidos)
- h. Vigilancia y descontaminación de personal/vehículos
- i. Evaluación de dosis



los apartados que se indican y adaptarse a las necesidades locales. La lista de los procedimientos de ejecución típicos de un reactor nuclear de potencia se recoge en la Figura 48.26.

**Vigilancia radiológica medioambiental durante accidentes**

Esta tarea se denomina por lo general EREMP (iniciales en inglés de "programa de vigilancia radiológica medioambiental para casos de emergencia") en las instalaciones grandes.

Una de las lecciones más importantes extraídas por la Nuclear Regulatory Commission y otros organismos de Estados Unidos del accidente de Three Mile Island fue que no se puede implantar con éxito un EREMP en uno o dos días sin una planificación cuidadosa previa. Aunque la administración norteamericana gastó muchos millones de dólares en vigilar el entorno de la central nuclear de Three Mile Island durante el accidente, se midieron menos del 5 % de los vertidos por haberse efectuado una planificación previa defectuosa e inadecuada.

**Diseño de programas de vigilancia radiológica medioambiental para casos de emergencia**

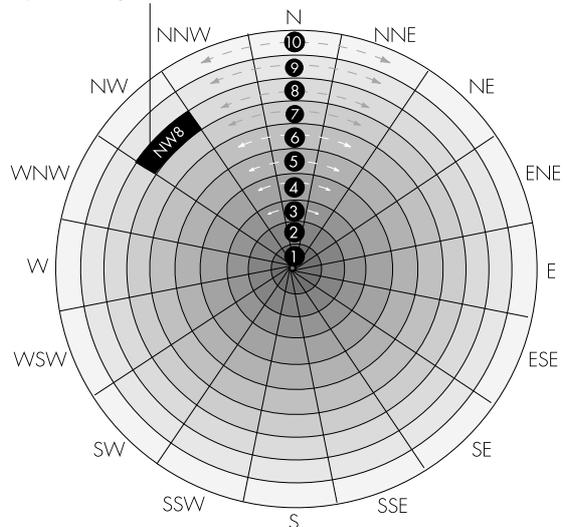
La experiencia ha demostrado que el único EREMP útil es el que se integra en el programa de vigilancia radiológica medioambiental habitual. Durante los primeros días del accidente de Three Mile Island, se aprendió que un EREMP eficaz no se puede improvisar en un día o dos, por mucho personal y dinero que se dediquen al programa.

Figura 48.27 • Designación de sectores y zonas para muestreo radiológico y puntos de vigilancia dentro de las zonas de planificación de emergencias.

Los sectores N, NNE, EN, etc., representan secciones direccionales de la planta en incrementos de  $22\frac{1}{2}^\circ$ .

Las zonas 1 a 10 representan la distancia desde la planta en incrementos de 1 milla. Las zonas situadas más allá de la 10 se incrementan en 5 millas, y se denominan zonas 15, 20, 25, etc. hasta 50.

Por ejemplo, el segmento en negro entre las millas 7ª y 8ª en dirección Noroeste desde la planta, se designará con NW8.



Fuente: Nuclear Regulatory Commission 1980.

**Puntos de muestreo**

Durante el seguimiento a largo plazo de un accidente se utilizarán todos los emplazamientos del programa de vigilancia radiológica medioambiental rutinaria. Se establecerán además otros nuevos de manera que a cada equipo motorizado de inspección se le asignen determinados emplazamientos en cada porción de cada sector de  $22\frac{1}{2}^\circ$  (véase la Figura 48.27). En general, los lugares de muestreo estarán en las zonas con carreteras. Pero será preciso establecer excepciones en sitios normalmente inaccesibles pero que puedan estar ocupados, como lugares de acampada o senderos de excursionistas que se encuentren en un radio aproximado de 16 km del accidente a favor del viento.

La Figura 48.27 muestra la designación de sectores y zonas de los puntos de vigilancia de la radiación y del medio ambiente. Se pueden designar los sectores de  $22\frac{1}{2}^\circ$  mediante direcciones referidas a los puntos cardinales (por ejemplo, *N*, *NNE*, y *NE*) o con simples letras (por ejemplo, de *A* a *R*). Pero no es recomendable utilizar letras porque es fácil confundirlas con la notación direccional. Por ejemplo, induce menos a error utilizar *S* para indicar el sur que la letra *I*.

Cada emplazamiento designado para tomar muestras deberá ser visitado durante un ejercicio de simulación para que el personal responsable de la vigilancia y muestreo se familiarice con su situación y conozca los "espacios muertos" de la radio, las carreteras en mal estado, los problemas de encontrar los emplazamientos en la oscuridad y otros inconvenientes. Como ningún ejercicio abarcará todos los emplazamientos predesignados dentro de la zona de protección de emergencia de 16 km, las simulaciones se proyectarán de manera que con el tiempo acaben por visitarse todos los puntos de muestreo. Suele merecer la pena determinar de antemano las posibilidades que tienen los vehículos de los equipos de inspección para comunicarse con los puntos predesignados. Los emplazamientos reales de los puntos de toma de muestras se eligen en virtud de los mismos criterios que en el REMP (NRC 1980); por ejemplo, línea del lugar, zona de exclusión mínima, individuo más cercano, comunidad más próxima, escuela más próxima, hospital, residencia de ancianos, rebaño de animales de leche, zona cultivada, granja, etc.

**Equipo de inspección radiológica**

En caso de accidente durante el que se hayan liberado materiales radiactivos en cantidad significativa, deberá haber grupos de inspección radiológica que establezcan una vigilancia permanente en la zona exterior. La vigilancia permanente deberá extenderse al interior de la instalación si las condiciones lo permiten. Lo normal es que estos equipos vigilen la radiación gamma y beta ambiental y tomen muestras del aire para detectar la presencia de partículas y halógenos radiactivos.

Estos equipos deben tener formación adecuada en todos los procedimientos de vigilancia, incluida la de sus propias exposiciones, y en la transmisión de los datos que obtengan a la estación base. Detalles como el tipo de detector, número de serie y estado de ventana abierta o cerrada se deberán comunicar en hojas de registro bien diseñadas.

Al comienzo de una emergencia, puede ser que un equipo de inspección de emergencia tenga que trabajar sin interrupción durante 12 horas. Pero después del período inicial, la jornada del grupo de inspección debe disminuir a ocho horas con un descanso de 30 minutos como mínimo.

Como puede ser necesario que la vigilancia sea continua, será preciso establecer procedimientos para suministrar al equipo de inspección comida y bebida, instrumentos y baterías de repuesto y transporte de ida y vuelta para los filtros de aire.

Aunque es probable que cada equipo de inspección trabaje 12 horas por turno, serán precisos tres turnos diarios para garantizar una vigilancia permanente. En el accidente de Three

Mile Island, durante las dos primeras semanas hubo en todo momento un mínimo de cinco equipos de vigilancia en acción. La logística de apoyo para un esfuerzo de esta índole tiene que responder a una planificación previa cuidadosa.

**Equipo de muestreo radiológico ambiental**

Los tipos de muestras ambientales tomadas durante un accidente dependen del tipo de vertido (en el aire o en el agua), de la dirección del viento y de la época del año. Deberán tomarse muestras del suelo y del agua potable, incluso en invierno. Aunque no se detecte liberación de halógenos radiactivos, deben tomarse muestras de leche, por su enorme factor de bioacumulación.

Se tomarán numerosas muestras alimentarias y ambientales para tranquilizar al público aunque haya razones técnicas que no justifiquen el esfuerzo. Además, estos datos pueden tener un valor incalculable en actuaciones legales posteriores.

En la toma de muestras ambientales es esencial emplear hojas de registro preparadas de antemano para recoger datos exteriores según procedimientos bien elaborados. Todas las personas que tomen muestras ambientales deben haber demostrado una clara comprensión de los procedimientos y tener una formación práctica documentada.

Si es posible, la recogida de muestras ambientales exteriores debe realizarla un equipo exterior independiente. También es preferible que las muestras ambientales habituales las obtenga el mismo equipo exterior, de manera que el valioso grupo interior pueda ser empleado en otras recogidas de datos durante un accidente.

Hay que destacar que durante el accidente de Three Mile Island se recogieron todas las muestras ambientales que en teoría debían registrarse y que no se perdió ninguna muestra ambiental, y ello a pesar de que la tasa de muestreo fue diez veces mayor que las tasas de muestreo previas al accidente.

**Equipo de detección de emergencia**

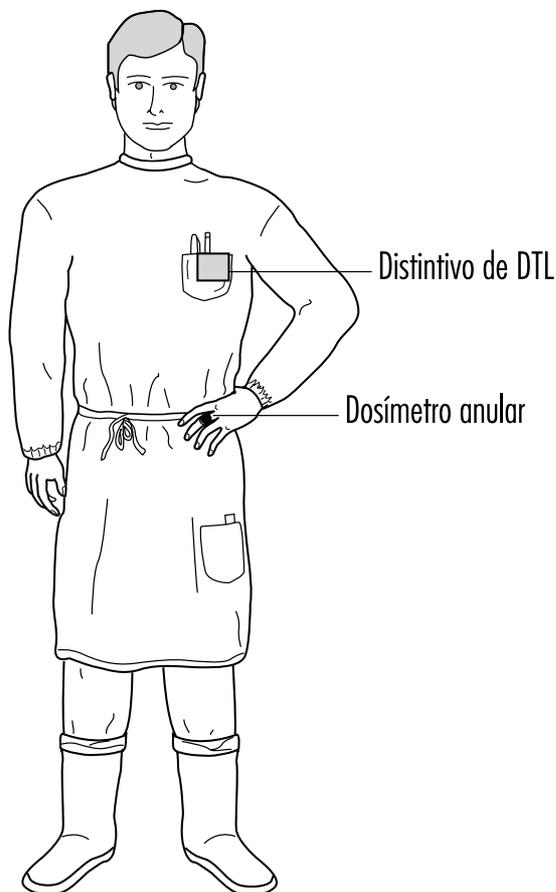
La cantidad del equipo de detección de emergencia debe ser el doble como mínimo que el necesario en cualquier otro momento. Deben disponerse armarios en distintos lugares alrededor de los complejos nucleares de manera que ningún accidente impida el acceso a todos estos armarios. Para garantizar la disponibilidad del equipo, deben realizarse un inventario y una calibración del mismo cada semestre y después de cada ejercicio. Las instalaciones nucleares grandes deben disponer de furgones y camiones totalmente equipados para vigilancia de emergencia tanto interior como exterior.

Durante una emergencia, puede ocurrir que los laboratorios de recuento queden inutilizados. Por lo tanto, se tomarán medidas preventivas para disponer de un laboratorio de recuento alternativo o móvil. Esta medida es ahora obligatoria en las centrales nucleares de EE.UU. (USNRC 1983).

El tipo y sofisticación del equipo de vigilancia medioambiental debe cumplir los requisitos de hacer frente al peor accidente verosímil de la instalación nuclear. A continuación se da una lista del equipo de vigilancia medioambiental típico que se necesita en centrales nucleares:

1. El equipo de muestreo del aire debe incluir unidades que funcionen con batería para el muestreo a corto plazo y que puedan funcionar con corriente alterna, dotadas de cintas registradoras y dispositivos de alarma para la vigilancia a más largo plazo.
2. El equipo de muestreo de líquidos debe contener muestreadores continuos, que deberán poder funcionar en el ambiente local con independencia de lo adverso que pueda ser.
3. Los detectores gamma portátiles para trabajo de implante deben tener una escala máxima de 100 Gy/h, y el equipo de

Figura 48.28 • Radiólogo industrial con dosímetros termoluminiscentes (DTL): uno en el bolsillo superior y otro de anillo (opcional en EE.UU.).



detección independiente debe poder medir radiación beta de hasta 100 Gy/h.

4. Dentro de la instalación, la dosimetría personal debe incluir equipo con capacidad de medición beta, así como dosímetros termoluminiscentes (DTL) anulares (Figura 48.28). A veces se necesita también otra dosimetría de extremidades. En las emergencias siempre es preciso disponer de juegos extra de dosímetros de control. Puede necesitarse un lector portátil de DTL que se conecte con el ordenador de la central por módem telefónico en emplazamientos de emergencia. Los grupos de inspección locales, como los de rescate y reparación, deben llevar dosímetros de bolsillo de pequeño y largo alcance, así como dosímetros preajustados para dar alarma. Será preciso conceder una atención cuidadosa a los niveles de dosis establecidas para los grupos de personas que puedan estar en zonas con altas radiaciones.
5. En los emplazamientos de emergencia y los vehículos de emergencia deben disponerse ropas de protección. Debe existir ropa protectora extra por si se producen accidentes de larga duración.
6. En todos los armarios y vehículos de emergencia debe haber equipo de protección respiratoria. Deben existir listas actualizadas de personal formado en técnicas respiratorias en cada una de las zonas principales de almacenamiento de equipo de emergencia.

7. Es esencial que los grupos de inspección que realicen vigilancia en caso de emergencia radiológica dispongan de vehículos dotados con radio. Deberá ser conocido el emplazamiento y disponibilidad de los vehículos de apoyo.
8. El equipo de los grupos de inspección ambiental debe almacenarse en un lugar conveniente, con preferencia en el exterior, donde pueda estar siempre disponible.
9. En el Centro de asistencia técnica y en la Instalación exterior para emergencias deben depositarse juegos de emergencia con el fin de que los grupos de inspección de relevo no tengan que entrar en el interior de la planta para recibir equipo y desplegarse.
10. En caso de accidente grave con liberación de materiales radiactivos en el aire, deben existir provisiones para el uso de helicópteros y avionetas para vigilancia aérea.

### Análisis de datos

El análisis de datos ambientales durante un accidente grave debe trasladarse lo antes posible a un emplazamiento exterior, como por ejemplo la Instalación exterior para emergencias.

Deben existir directrices preestablecidas sobre el momento en que han de comunicarse los datos de muestras ambientales a la dirección. El método y la frecuencia de la transferencia de los datos sobre muestras ambientales a los organismos gubernamentales deberán acordarse en los primeros momentos del accidente.

### Lecciones sobre física de la salud y radioquímica extraídas del accidente de Three Mile Island

Durante las primeras horas del accidente de Three Mile Island de 28 de marzo de 1979, fue preciso recurrir a asesores externos para ejecutar las actividades siguientes, dado que los físicos sanitarios estaban totalmente ocupados en otras tareas:

- *valoración de la liberación de efluentes radiactivos (gaseosos y líquidos)*, incluidos la recogida de muestras, la coordinación de laboratorios para recuento de muestras, el control de calidad de los laboratorios, la recogida de datos, el análisis de datos, la elaboración de informes, la distribución de datos a organismos gubernamentales y propietarios de la central;
- *valoración de dosis*, incluida la investigación de exposiciones excesivas supuestas y reales, investigaciones de contaminación cutánea y deposición interna, simulaciones de exposición significativa y cálculos de dosis;
- *programa de vigilancia radiológica medioambiental*, incluida la coordinación completa de la toma de muestras, el análisis de datos, la generación y distribución de informes, las notificaciones de puntos de acción, la expansión del programa para la situación de accidente y la contracción posterior del programa durante hasta un año después del accidente,
- *estudios especiales de dosimetría beta*, como estudios de los avances en la detección beta personal, confección de modelos de la dosis beta en la piel debida a contaminantes radiactivos, comparación mutua de todos los sistemas de dosímetros personales DTL beta-gamma disponibles comercialmente.

En la lista anterior se incluyen ejemplos de actividades que el personal físico-sanitario típico de una central no puede llevar a cabo adecuadamente durante un accidente grave. El personal físico-sanitario de Three Mile Island tenía gran experiencia, conocimientos y competencia. Trabajaron de 15 a 20 horas diarias durante las dos primeras semanas del accidente sin un solo descanso. Ahora bien, las necesidades adicionales derivadas del accidente eran tan numerosas que se veían incapaces de ejecutar muchas tareas rutinarias importantes que en condiciones normales hubieran efectuado con comodidad.

Entre las lecciones aprendidas del accidente de Three Mile Island se cuentan:

### ***Entrada al edificio auxiliar durante el accidente***

1. Todas las entradas han de reflejarse en un nuevo pase de trabajo radiológico revisado por el jefe de física sanitaria de la instalación y firmado por el superintendente de la unidad o sustituto designado.
2. Una sala de control adecuada debe tener el control absoluto de todas las entradas al edificio auxiliar y al de manipulación de combustible. No se permitirá la entrada a nadie sin que esté presente un físico sanitario en el punto de control durante la entrada.
3. No se permitirán entradas sin un detector en perfecto funcionamiento y de la escala adecuada. Inmediatamente antes de la entrada se realizará una comprobación de respuesta del medidor.
4. Se obtendrá la historia de exposición de todas las personas que vayan a entrar en una zona de alta radiación.
5. Se designará la exposición admisible durante la entrada, con independencia de la importancia de la tarea.

### ***Muestreo del refrigerante primario durante el accidente***

1. Todas las muestras que vayan a obtenerse en virtud de un nuevo permiso de trabajo expuesto deberán ser revisadas por el jefe de física sanitaria de la instalación y firmadas por el superintendente de la unidad o equivalente.
2. No se tomará ninguna muestra del refrigerante si no se lleva puesto un dosímetro de extremidad.
3. No se tomará ninguna muestra del refrigerante si no se dispone de guantes blindados y tenazas de 60 cm de longitud como mínimo cuando una muestra sea más radiactiva de lo esperado.
4. No se tomará ninguna muestra del refrigerante sin colocar antes un blindaje personal de vidrio plomado cuando una muestra sea más radiactiva de lo esperado.
5. La toma de muestras deberá interrumpirse si es probable que la exposición de una extremidad o la de todo el cuerpo supere los niveles prefijados que figuran en el permiso de trabajo expuesto.
6. Las exposiciones significativas se distribuirán entre varios trabajadores si es posible.
7. Todos los casos de contaminación cutánea superiores a niveles de actuación dentro de 24 horas deberán ser revisados.

### ***Entrada a la sala de válvulas de compensación***

1. Se realizarán inspecciones de zonas con radiación beta y gamma con detectores remotos que posean la escala máxima adecuada.
2. La entrada inicial en una zona con una tasa de dosis absorbida superior a 20 mGy/h deberá ser revisada de antemano para verificar que la exposición a la radiación se mantendrá lo más baja que sea razonable lograr.
3. Cuando se sospechen fugas de agua, se medirá la posible contaminación del suelo.
4. Debe ponerse en marcha un programa coherente de tipo y colocación de dosímetros personales.
5. Cuando hayan entrado personas en una zona con una tasa de dosis absorbida superior a 20 mGy/h, los DTL deberán ser evaluados inmediatamente después de la salida.
6. Debe comprobarse que se observan todos los requisitos reflejados en el permiso de trabajo expuesto antes de entrar en

una zona con una tasa de dosis absorbida superior a 20 mGy/h.

7. Las entradas por tiempo controlado en zonas peligrosas deben ser cronometradas por un físico sanitario.

### ***Medidas protectoras y vigilancia medioambiental exterior desde la perspectiva de la administración local***

1. Antes de comenzar un procedimiento de muestreo, se establecerán criterios para detenerlo.
2. No se permitirán interferencias exteriores.
3. Debe haber instaladas varias líneas telefónicas confidenciales. Los números se cambiarán después de cada crisis.
4. La capacidad de los sistemas de medición aéreos es mejor de lo que piensa la mayoría de la gente.
5. Se tendrá a mano una grabadora de cinta para registrar datos a intervalos regulares.
6. Durante el transcurso del episodio agudo, se dejará de leer periódicos, ver televisión y escuchar la radio, puesto que estas actividades lo único que hacen es añadir tensiones a las ya existentes.
7. Se planificarán el suministro de alimentos y otras comodidades, como instalaciones para dormir, puesto que será imposible ir a casa en ningún momento.
8. Deberán planificarse posibilidades analíticas alternativas. Incluso un accidente pequeño puede alterar en grado significativo los niveles de radiación de fondo del laboratorio.
9. Hay que señalar que se gastará más energía en hacer frente a decisiones erróneas que a los verdaderos problemas.
10. Debe partirse de la idea de que las emergencias no pueden afrontarse desde lugares distantes.
11. Hay que señalar que las recomendaciones de medidas protectoras no están sujetas a votos en comités.
12. Todas las llamadas no esenciales se dejarán en espera, y se colgará el teléfono a quienes causen pérdidas de tiempo.

### **El accidente radiológico de Goiânia de 1985**

En torno al 13 de septiembre 1985 se robó una unidad de teleterapia de 51 TBq  $^{137}\text{Cs}$  en una clínica abandonada de Goiânia, Brasil. Dos personas que buscaban chatarra se llevaron a casa el conjunto de la fuente de la unidad de teleterapia e intentaron desarmarla. La tasa de dosis absorbida del conjunto de la fuente fue de unos 46 Gy/h a 1 m. No conocían el significado del símbolo de tres hojas indicador de radiación que figuraba en la cápsula de la fuente.

La cápsula de la fuente se rompió durante el desmontaje. Por una parte de esta ciudad de 1.000.000 de habitantes se difundió polvo de cloruro de cesio  $^{137}\text{CsCl}$  muy soluble, que originó uno de los accidentes más graves que una fuente sellada ha producido en la historia.

Después del desmontaje, las piezas del conjunto de la fuente se vendieron a un chatarrero, que descubrió que el polvo de  $^{137}\text{CsCl}$  brillaba en la oscuridad con un color azulado (es de suponer que se tratase de radiación de Cerenkov). Pensó que el polvo pudiera ser de una piedra preciosa e incluso sobrenatural. Muchos amigos y familiares acudieron a ver el brillo "maravilloso". Se entregaron porciones de la fuente a varias familias. Este proceso continuó durante unos cinco días. Para entonces, numerosas personas habían desarrollado síntomas gastrointestinales del síndrome de exposición radiológica.

A los pacientes que fueron al hospital con trastornos gastrointestinales graves se les diagnosticó erróneamente reacciones alérgicas a algo que habían comido. Los efectos cutáneos graves por haber manipulado la fuente que presentaba un paciente se interpretaron como síntomas de alguna enfermedad tropical de la

piel y el paciente fue enviado al hospital de enfermedades tropicales.

Esta trágica secuencia de acontecimientos continuó sin ser reconocida por personal especializado durante unas dos semanas. Mucha gente se frotó la piel con el polvo de  $^{137}\text{CsCl}$  para que adquiriese brillo azul. La secuencia podría haber continuado mucho más si una de las personas irradiadas no hubiera acabado por relacionar la enfermedad con la cápsula de la fuente. Llevó lo que quedaba de la fuente de  $^{137}\text{CsCl}$  en un autobús al departamento de sanidad pública de Goiânia, donde lo dejó. Un físico médico visitante inspeccionó la fuente al día siguiente. Tomó medidas por propia iniciativa para evacuar dos chatarrerías e informar a las autoridades. La rapidez y el grado global de la respuesta de la administración brasileña cuando tuvo conocimiento del accidente fueron impresionantes.

Alrededor de 249 personas sufrieron contaminación. Cincuenta y cuatro fueron hospitalizadas. Cuatro personas murieron, una de ellas una niña de seis años que recibió una dosis interna de unos 4 Gy por haber ingerido 1 GBq ( $10^9$  Bq) de  $^{137}\text{Cs}$ .

### Respuesta al accidente

Los objetivos de la respuesta inicial fueron:

- identificar los puntos principales contaminados;
- evacuar las residencias donde los niveles de radiactividad eran superiores a los niveles de intervención adoptados;
- establecer controles físico-sanitarios alrededor de estas áreas, e impedir el acceso cuando era necesario,
- identificar a las personas que habían recibido dosis significativas o estaban contaminadas.

Al principio, el equipo médico:

- nada más llegar a Goiânia, obtuvo las historias clínicas y las clasificó en relación con los síntomas del síndrome de radiación agudo;
- envió a todos los pacientes con radiación aguda al hospital de Goiânia (que fue preparado de antemano para el control de contaminación y exposición);
- al día siguiente, trasladó a los seis pacientes más críticos por avión al centro asistencial terciario de un hospital naval en Rio de Janeiro (después se trasladaron a este mismo hospital ocho pacientes más);
- hizo preparativos para realizar dosimetría radiológica citogenética;
- basó el tratamiento médico de cada paciente en su evolución clínica,
- impartió formación informal al personal del laboratorio clínico para disminuir sus temores (la comunidad médica de Goiânia se resistía a prestar ayuda).

Los físicos sanitarios:

- asistieron a los médicos en dosimetría de radiación, bioensayo y descontaminación de la piel ;
- coordinaron e interpretaron el análisis de 4.000 muestras de orina y heces en un período de cuatro meses;
- realizaron recuentos corporales totales a 600 personas;
- coordinaron la vigilancia de contaminación radiológica de 112.000 personas (249 resultaron contaminadas);
- realizaron inspección aérea de toda la ciudad y sus suburbios con detectores de NaI montados a toda prisa ;
- realizaron inspecciones de más de 2.000 km de carreteras con detectores de NaI montados en automóviles;
- establecieron niveles de actuación para descontaminar personas, edificios, automóviles, suelo, etc.;

- coordinaron a 550 trabajadores empleados en esfuerzos de descontaminación ;
- coordinaron la demolición de siete casas y la descontaminación de otras 85;
- coordinaron el transporte de 275 cargas de residuos radiactivos con camiones;
- coordinaron la descontaminación de 50 vehículos;
- coordinaron el embalado de 3.500 metros cúbicos de residuos contaminados;
- utilizaron 55 dosímetros, 23 monitores de contaminación y 450 dosímetros de lectura automática.

### Resultados

#### Pacientes con síndrome de radiación agudo

Cuatro pacientes murieron a consecuencia de dosis absorbidas de entre 4 y 6 Gy. Dos pacientes presentaron depresión medular grave, pero sobrevivieron a pesar de dosis absorbidas de 6,2 y 7,1 Gy (estimación citogenética). Cuatro pacientes sobrevivieron con dosis absorbidas estimadas de 2,5 a 4 Gy.

#### Lesiones de la piel inducidas por la radiación

Diecinueve de veinte pacientes hospitalizados tuvieron lesiones cutáneas inducidas por la radiación, que empezaron con hinchazón y ampollas. Estas lesiones se rompieron después y secretaron líquido. Diez de las diecinueve personas con lesiones cutáneas desarrollaron lesiones profundas en las cuatro o cinco semanas siguientes a la irradiación. Estas lesiones profundas indicaban una exposición gamma significativa de tejidos más profundos.

Todas las lesiones de la piel estaban contaminadas con  $^{137}\text{Cs}$ , con tasas de dosis absorbidas de hasta 15 mGy/h.

La niña de seis años que ingirió 1 TBq de  $^{137}\text{Cs}$  (y que murió un mes después) tenía contaminación cutánea generalizada que dio una media de 3 mGy/h.

Un paciente necesitó una amputación un mes después de la exposición. Las imágenes de angiografía radioisotópica fueron útiles para determinar la demarcación entre arteriolas dañadas y normales.

#### Resultados de contaminación interna

Las pruebas estadísticas no demostraron diferencias importantes entre las cargas corporales determinadas por recuento corporal total y las determinadas por datos de excreción urinaria.

Se validaron los modelos que relacionaban datos de bioensayos con incorporaciones y carga corporal. Estos modelos fueron aplicables también a grupos de edad diferente.

El azul de Prusia fue útil para promover la eliminación del  $^{137}\text{CsCl}$  del cuerpo (si la dosificación era superior a 3 Gy/d).

Diecisiete pacientes recibieron diuréticos para la eliminación de cargas corporales de  $^{137}\text{CsCl}$ . Estos diuréticos fueron ineficaces para desincorporar el  $^{137}\text{Cs}$ , por lo que su uso fue abandonado.

#### Descontaminación de la piel

En todos los pacientes se realizó descontaminación cutánea con agua y jabón, ácido acético y dióxido de titanio ( $\text{TiO}_2$ ). Esta descontaminación sólo tuvo éxito en parte. Se supuso que el sudor originaba recontaminación de la piel a partir de la carga corporal de  $^{137}\text{Cs}$ .

Las lesiones de piel contaminada son muy difíciles de descontaminar. El desprendimiento de la piel necrótica redujo en grado notable los niveles de contaminación.

### Estudio de seguimiento sobre evaluación de dosis por análisis citogenético

La frecuencia de aberraciones de los linfocitos en momentos diferentes tras el accidente siguieron tres pautas principales:

En dos casos, la frecuencia de la incidencia de aberraciones permaneció constante hasta un mes después del accidente y bajó al 30 % de la frecuencia inicial tres meses después.

En dos casos se encontró una disminución gradual de alrededor del 20 % cada tres meses.

En dos de los casos de contaminación interna más alta, hubo aumentos de la frecuencia de incidencia de aberraciones (en alrededor del 50 y 100 %) a lo largo de un período de tres meses.

### Estudios de seguimiento de las cargas corporales de $^{137}\text{Cs}$

- Las dosis entregadas reales de los pacientes fueron controladas por bioensayo.
- Se siguieron los efectos de la administración de azul de Prusia.
- Se efectuaron mediciones *in vivo* en muestras de sangre, heridas y órganos de 20 personas para investigar la distribución no homogénea de  $^{137}\text{Cs}$  y su retención en tejidos del cuerpo.
- Se estudiaron una mujer y su hijo recién nacido para investigar la retención y transferencia por alimentación materna.

### Niveles de actuación para intervención

Se recomendó la evacuación de las viviendas cuando las tasas de dosis absorbidas eran superiores a 10  $\mu\text{Gy}/\text{h}$  a 1 m de altura dentro de la casa.

La descontaminación reparadora de propiedades, ropa, suelo y alimentos se basó en que una persona no llegase a superar 5 mGy en un año. La aplicación de este criterio por diferentes caminos dio por resultado la descontaminación del interior de una casa si la dosis absorbida pudiera superar 1 mGy en un año y la descontaminación del suelo si la tasa de dosis absorbida pudiera rebasar 4 mGy en un año (3 mGy de radiación externa y 1 mGy de radiación interna).

## El accidente de la unidad 4 de la central nuclear de Chernóbil de 1986

### Descripción general del accidente

El peor accidente de una central nuclear de todo el mundo sucedió el 26 de abril de 1986 durante un ensayo de ingeniería eléctrica a muy baja potencia. Con el fin de realizar esta prueba, varios sistemas de seguridad se desconectaron o bloquearon.

Esta unidad era del modelo RBMK-1000, el tipo de reactor que producía en torno al 65 % de toda la energía nuclear generada en la URSS. Era un reactor de agua en ebullición moderado por grafito que generaba 1.000 MW de electricidad (MWe). La RBMK-1000 no tiene un edificio de contención a prueba de presión y no se construye en la mayoría de los países.

El reactor llegó pronto a la situación crítica y produjo una serie de explosiones de vapor. Las explosiones volaron toda la parte superior del reactor, destruyeron la delgada estructura que lo cubría e iniciaron una serie de incendios en los gruesos techos de asfalto de las unidades 3 y 4. Los escapes radiactivos duraron diez días, y 31 personas murieron. La delegación de la URSS en el Organismo Internacional de la Energía Atómica estudió el accidente. Constataron que los experimentos en la unidad 4 del RBMK de Chernóbil que provocaron el accidente no habían obtenido la autorización necesaria y que las reglas escritas sobre medidas de seguridad en reactores eran inadecuadas. La delegación afirmó además: "el personal que intervino carecía de la preparación adecuada para ejecutar los ensayos y no era consciente de los posibles peligros". Esta serie de ensayos crearon las condiciones que desencadenaron la situación de emergencia y

condujeron a un accidente de reactor que casi nadie pensaba que pudiera ocurrir.

### Liberación de productos de fisión en el accidente de la unidad 4 de Chernóbil

#### Actividad total liberada

Unos 1.900 PBq de productos de fisión y combustible (lo que en conjunto fue denominado *corio* por el grupo de recuperación del accidente de Three Mile Island) fueron liberados a lo largo de los diez días que se emplearon en apagar todos los incendios y en sellar la unidad 4 con un material de blindaje absorbente de neutrones. La unidad 4 es ahora un sarcófago con un sellado permanente de acero y hormigón que encierra el corio residual y los restos del núcleo destruido del reactor.

El 25 % de los 1.900 PBq fue liberado el primer día del accidente. El resto lo fue durante los nueve días siguientes.

Los escapes radiológicos más importantes fueron 270 PBq de  $^{131}\text{I}$ , 8,1 PBq de  $^{90}\text{Sr}$  y 37 PBq de  $^{137}\text{Cs}$ . Pueden compararse estas cifras con las del accidente de Three Mile Island, que liberó 7,4 TBq de  $^{131}\text{I}$  y cantidades no medibles de  $^{90}\text{Sr}$  o  $^{137}\text{Cs}$ .

#### Dispersión de los materiales radiactivos en el medio ambiente

Los primeros escapes tomaron la dirección norte, pero los siguientes fueron en dirección oeste y suroeste. La primera pluma llegó a Suecia y Finlandia el 27 de abril. Los programas de vigilancia radiológica de centrales nucleares descubrieron inmediatamente el escape y alertaron al mundo sobre el accidente. Parte de esta primera pluma giró hacia Polonia y Alemania Oriental. Las plumas siguientes barrieron la Europa del este y central los días 29 y 30 de abril. A continuación, en el Reino Unido se vieron productos de Chernóbil el 2 de mayo, después en Japón y China el 4 de mayo, en India el 5 de mayo y en Canadá y EE.UU. los días 5 y 6 de mayo. El hemisferio sur no informó de haber detectado esta pluma.

La deposición de la pluma estuvo gobernada en su mayor parte por la precipitación. La composición de la lluvia radiactiva en relación con los radionucleidos principales ( $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ , y  $^{90}\text{Sr}$ ) fue muy variable, incluso en la URSS. El riesgo mayor consistió en la irradiación externa debida a la deposición superficial, así como el derivado de la ingestión de alimentos contaminados.

### Consecuencias radiológicas del accidente de la unidad 4 de Chernóbil

#### Consecuencias sanitarias generales agudas

Dos personas murieron inmediatamente, una durante el hundimiento del edificio y otra 5,5 horas después por quemaduras térmicas. Otras 28, del personal del reactor y del cuerpo de bomberos, murieron por lesiones radiológicas. La dosis de radiación recibida por la población exterior a la central estuvo por debajo de los niveles que pueden provocar efectos radiológicos inmediatos.

El accidente de Chernóbil casi duplicó el número total de fallecimientos en todo el mundo debidos a accidentes radiológicos hasta 1986 (de 32 a 61). (Es interesante subrayar que la causa de las tres muertes del accidente del reactor SL-1 en EE.UU. aparece en las listas como explosión de vapor y que los dos primeros casos de Chernóbil tampoco se incluyen en las listas de muertes por accidente radiológico.)

#### Factores que influyeron en las consecuencias sanitarias del accidente en el interior

No se dispuso de la dosimetría individual de las personas de la instalación que estuvieron en mayor riesgo. La ausencia de náuseas o vómitos en las seis primeras horas siguientes a la

**Organizaciones internacionales**

Organismo Internacional de Energía Atómica  
P.O. Box 100  
A-1400 Viena  
AUSTRIA

Comisión Internacional de Unidades y Medidas Radiológicas  
(International Commission on Radiation Units and Measurements)  
7910 Woodmont Avenue  
Bethesda, Maryland 20814  
ESTADOS UNIDOS

Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR)  
P.O. Box No. 35  
Didcot, Oxfordshire  
OX11 0RJ  
REINO UNIDO

Asociación Internacional de Protección Radiológica (International Radiation Protection Association)  
Eindhoven University of Technology  
P.O. Box 662  
5600 AR Eindhoven  
PAISES BAJOS

Comité de las Naciones Unidas sobre los Efectos de la Radiación Atómica (United Nations Committee on the Effects of Atomic Radiation)  
BERNAM ASSOCIATES  
4611-F Assembly Drive  
Lanham, Maryland 20706-4391  
ESTADOS UNIDOS

exposición señaló sin lugar a dudas a los pacientes que habían recibido dosis absorbidas inferiores a las mortales, al mismo tiempo que era una buena indicación de los pacientes que no necesitaban atención médica inmediata por exposición radiológica. Esta información, junto con datos de la sangre (disminución del recuento de linfocitos) fue más útil que los datos de dosimetría personal.

Las pesadas prendas protectoras de los bomberos (una lona porosa) permitieron que productos de fisión de alta actividad específica entraran en contacto con la piel. Estas dosis beta causaron quemaduras graves en la piel y constituyeron un factor determinante en muchas de las muertes. Cincuenta y seis trabajadores recibieron quemaduras graves en la piel. Estas quemaduras fueron muy difíciles de tratar y complicaron extremadamente la situación. Hicieron imposible descontaminar a los pacientes antes de transportarlos a los hospitales.

Durante ese tiempo no hubo cargas corporales de material radiactivo interno que fueran significativas desde el punto de vista clínico. Sólo dos personas tuvieron cargas corporales elevadas (aunque no significativas desde el punto de vista clínico).

De las cerca de 1.000 personas observadas, 115 fueron hospitalizadas con síndrome de radiación agudo. Ocho auxiliares médicos que trabajaron en el interior sufrieron el síndrome de radiación agudo.

Como se esperaba, no hubo pruebas de exposición a neutrones. (La prueba buscaba sodio 24 ( $^{24}\text{Na}$ ) en la sangre.)

Factores que influyeron en las consecuencias sanitarias del accidente en el exterior  
Las medidas protectoras del público en general pueden dividirse en cuatro períodos distintos.

1. *Las primeras 24 h.* El público que recibía el viento de la central permaneció dentro de casa, con puertas y ventanas cerradas. Comenzó la distribución de yoduro de potasio (KI) con el fin de bloquear la incorporación de  $^{131}\text{I}$  al tiroides.
2. *Uno a siete días.* Pripjat fue evacuada una vez establecidas rutas de evacuación seguras. Se montaron estaciones de descontaminación. La región de Kiev fue evacuada. El número total de personas evacuadas fue superior a 88.000.
3. *Una a seis semanas.* El número total de personas evacuadas ascendió a 115.000. Todas ellas fueron sometidas a reconocimiento médico y realojadas. Se administró yoduro de potasio a 5,4 millones de rusos, entre ellos a 1,7 millones de niños. Las dosis de tiroides se redujeron en torno al 80-90 %. Decenas de miles de cabezas de ganado vacuno fueron trasladadas de las áreas contaminadas. Se prohibieron la leche y los alimentos locales en una extensa zona (en función de lo exigido por los niveles de intervención).
4. *Después de 6 semanas.* El círculo de evacuación de 30 km de radio se dividió en tres subzonas: (a) una zona de 4 a 5 km donde no se espera que vuelva a entrar público en el futuro previsible, (b) una zona de 5 a 10 km a la que se permitirá la vuelta de la población de forma limitada después de transcurrido cierto tiempo y (c) una zona de 10 a 30 km donde se prevé permitir el retorno de la población.

Se ha realizado un gran esfuerzo para descontaminar las zonas exteriores.

La dosis radiológica total recibida por la población de la URSS que figura en un informe del Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) es de 226.000 Sv-persona (72.000 Sv-persona comprometidos durante el primer año). El equivalente de dosis colectiva mundial estimado es del orden de 600.000 Sv-persona. El tiempo y estudios más detallados afinarán esta estimación (UNSCEAR 1988).

**Referencias**

Agencia Internacional para la Investigación sobre el Cáncer (IARC). 1994. IARC study group on cancer risk among nuclear industry workers, new estimates of cancer risk due to low doses of ionizing radiation: An international study. *Lancet* 344:1039-1043.

American National Standards Institute (ANSI). 1977. *Radiation Safety for X-Ray, Diffraction and Fluorescence Analysis Equipment*. Vol. 43.2. Nueva York: ANSI.

American Nuclear Society. 1961. Special report on SL-1 Accident. *Nuclear News*.

Bethe, HA. 1950. *Revs. Mod. Phys.*, 22, 213.

Brill, AB, EH Forgotson. 1964. Radiation and congenital malformations. *Am J Obstet Gynecol* 90:1149-1168.

Brown, P. 1933. *American Martyrs to Science through the Roentgen Rays*. Springfield, Illinois: Charles C Thomas.

Bryant, PM. 1969. Data assessments concerning controlled and accidental releases of I-131 and Cs-137 to the atmosphere. *Health Phys* 17(1).

Comisión Internacional para la Protección Radiológica (CIPR). 1984. Nonstochastic effects of ionizing radiation. *Ann ICRP* 14(3):1-33.

—. 1991. Recomendaciones de la Comisión Internacional para la Protección Radiológica. *Ann ICRP* - 21:1-3.

Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR). 1982. *Ionizing Radiation: Sources and Biological Effects*. Informe remitido a la Asamblea General, con Anexos. Nueva York: Naciones Unidas.

—. 1986. *Genetic and Somatic Effects of Ionizing Radiation*. Informe remitido a la Asamblea General, con Anexos. Nueva York: Naciones Unidas.

- . 1988. *Sources, Effects, and Risks of Ionizing Radiation. Informe remitido a la Asamblea General, con Anexos. Nueva York: Naciones Unidas.*
- . 1993. *Sources and Effects of Ionizing Radiation. Informe remitido a la Asamblea General, con Anexos. Nueva York: Naciones Unidas.*
- . 1994. *Sources and Effects of Ionizing Radiation. Informe remitido a la Asamblea General, con Anexos. Nueva York: Naciones Unidas.*
- Doll, R, NJ Evans, SC Darby. 1994. Paternal exposure not to blame. *Nature* 367:678-680.
- Friedenwald, JS, S Sigelmen. 1953. The influence of ionizing radiation on mitotic activity in the rat corneal epithelium. *Exp Cell Res* 4:1-31.
- Gardner, MJ, A Hall, MP Snee, S Downes, CA Powell, JD Terell. 1990. Results of case-control study of leukaemia and lymphoma among young people near Sellafield nuclear plant in West Cumbria. *Brit Med J* 300:423-429.
- Goodhead, DJ. 1988. Spatial and temporal distribution of energy. *Health Phys* 55:231-240.
- Hall, EJ. 1994. *Radiobiology for the Radiologist*. Filadelfia: JB Lippincott.
- Haynie, JS, RH Olsher. 1981. A summary of x-ray machine exposure accidents at the Los Alamos National Laboratory. *LAUP*.
- Hill, C, A Laplanche. 1990. Overall mortality and cancer mortality around French nuclear sites. *Nature* 347:755-757.
- Jablón, S, Z Hrubec, JDJ Boice. 1991. Cancer in populations living near nuclear facilities. A survey of mortality nationwide and incidence in two areas. *JAMA* 265:1403-1408.
- Jensen, RH, RG Langlois, WL Bigbee. 1995. Elevated frequency of glycoporphin A mutations in erythrocytes from Chernobyl accident victims. *Rad Res* 141:129-135.
- Journal of Occupational Medicine (JOM). 1961. Suplemento especial. *J Occup Med* 3(3).
- Kasakov, VS, EP Demidchik, LN Astakhova. 1992. Thyroid cancer after Chernobyl. *Nature* 359:21.
- Kerber, RA, JE Till, SL Simon, JL Lyon, DC Thomas, S Preston-Martin, ML Rallison, RD Lloyd, WS Stevens. 1993. A cohort study of thyroid disease in relation to fallout from nuclear weapons testing. *JAMA* 270:2076-2082.
- Kinlen, LJ, K Clarke, A Balkwill. 1993. Paternal pre-conceptional radiation exposure in the nuclear industry and leukaemia and non-Hodgkin's lymphoma in young people in Scotland. *Brit Med J* 306:1153-1158.
- Kinlen, LJ. 1988. Evidence for an infective cause of childhood leukaemia: Comparison of a Scottish New Town with nuclear reprocessing sites in Britain. *Lancet* II:1323-1327.
- Lindell, B. 1968. Occupational hazards in x-ray analytical work. *Health Phys* 15:481-486.
- Little, MP, MW Charles, R Wakeford. 1995. A review of the risks of leukemia in relation to parental pre-conception exposure to radiation. *Health Phys* 68:299-310.
- Lloyd, DC, RJ Purrott. 1981. Chromosome aberration analysis in radiological protection dosimetry. *Rad Prot Dosimetry* 1:19-28.
- Lubenau, JO, J Davis, D McDonald, T Gerusky. 1967. *Analytical X-Ray Hazards: A Continuing Problem*. Trabajo presentado en el XII Congreso anual de la Health Physics Society. Washington, DC: Health Physics Society.
- Lubin, JH, JDJ Boice, C Edling. 1994. *Radon and Lung Cancer Risk: A Joint Analysis of 11 Underground Miners Studies*. NIH Publication No. 94-3644. Rockville, Maryland: National Institutes of Health (NIH).
- Lushbaugh, CC, SA Fry, RC Ricks. 1987. Nuclear reactor accidents: Preparedness and consequences. *Brit J Radiol* 60:1159-1183.
- McLaughlin, JR, EA Clarke, D Bishri, TW Anderson. 1993. Childhood leukemia in the vicinity of Canadian nuclear facilities. *Cancer Causes and Control* 4:51-58.
- Mettler, FA, AC Upton. 1995. *Medical Effects of Ionizing Radiation*. Nueva York: Grune & Stratton.
- Mettler, FA, MR Williamson, HD Royal. 1992. Thyroid nodules in the population living around Chernobyl. *JAMA* 268:616-619.
- National Academy of Sciences (NAS) y National Research Council (NRC). 1990. *Health Effects of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation*. Washington, DC: National Academy Press.
- . 1994. *Health Effects of Exposure to Radon. Time for Re-assessment?* Washington, DC: National Academy Press.
- National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP). 1987. *Radiation Exposure of the U.S. Population from Consumer Products and Miscellaneous Sources*. Report No. 95, Bethesda, Maryland: NCRP.
- National Institutes of Health (NIH). 1985. *Report of the National Institutes of Health Ad Hoc Working Group to Develop Radioepidemiological Tables*. NIH publication No. 85-2748. Washington, DC: US Government Printing Office.
- Neel, JV, W Schull, A Awa. 1990. The children of parents exposed to atomic bombs: Estimates of the genetic doubling dose of radiation for humans. *Am J Hum Genet* 46:1053-1072.
- Nuclear Regulatory Commission (NUREG). 1980. *Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants*. Document No. NUREG 0654/FEMA-REP-1, Rev. 1. Washington, DC: NUREG.
- Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA). 1969. *Symposium on the Handling of Radiation Accidents*. Viena: OIEA.
- . 1973. *Radiation Protection Procedure*. International Atomic Energy Agency Safety Series, No. 38. Viena: OIEA.
- . 1977. *Symposium on the Handling of Radiation Accidents*. Viena: OIEA.
- . 1986. *Biological Dosimetry: Chromosomal Aberration Analysis for Dose Assessment*. Technical report No. 260. Viena: OIEA.
- Otake, M, H Yoshimaru, WJ Schull. 1987. Severe mental retardation among the prenatally exposed survivors of the atomic bombing of Hiroshima and Nagasaki: A comparison of the old and new dosimetry systems. En *REF Technical Report*. Hiroshima: Fundación para la Investigación de los Efectos de las Radiaciones.
- Prisyazhiuk, A, OA Pjatak, VA Buzanov. 1991. Cancer in the Ukraine, post-Chernobyl. *Lancet* 338:1334-1335.
- Robbins, J, W Adams. 1989. Radiation effects in the Marshall Islands. En *Radiation and the Thyroid, dirigido por S Nagasaki*. Tokio: Excerpta Medica.
- Rubin, P, GW Casarett. 1972. A direction for clinical radiation pathology: the tolerance dose. En *Frontiers of Radiation Therapy and Oncology, dirigido por J.M.Vaeth*. Basilea: Karger, y Baltimore: Univ. Park Press.
- Schaeffer, NM. 1973. *Reactor Shielding for Nuclear Engineers*. Report No. TID-25951. Springfield, Virginia: National Technical Information Services.
- Shapiro, J. 1972. *Radiation Protection: A Guide for Scientists and Physicians*. Cambridge, Massachusetts: Harvard Univ. Press.
- Stannard, JN. 1988. *Radioactivity and Health: A History*. U.S. Dept. of Energy Report, DOE/RL/01830-T59. Washington, DC: National Technical Information Services, US. Dept. of Energy.
- Stevens, W, JE Till, L Lyon y cols. 1990. Leukemia in Utah and radioactive fallout from the Nevada test site. *JAMA* 264: 585-591.
- Stone, RS. 1959. Maximum permissible exposure standards. En *Protection in Diagnostic Radiology, dirigido por BP Sonnenblick*. New Brunswick: Rutgers Univ. Press.
- Upton, AC. 1986. Historical perspectives on radiation carcinogenesis. En *Radiation Carcinogenesis, dirigido por AC Upton, RE Albert, FJ Burns y RE Shore*, Nueva York: Elsevier.
- Upton, AC. 1996 Radiologic Sciences. En *The Oxford Textbook of Public Health, dirigido por R Detels, W Holland, J McEwen y GS Omenn*. Nueva York: Oxford University Press.
- US Atomic Energy Commission (AEC). 1957. The windscale reactor incident. En *Accident Information Bulletin No. 73*. Washington, DC: AEC.
- . 1961. *Investigation Board Report on the SI-1 Accident*. Washington, DC: US NRC.
- US Code of Federal Regulations (USCFR). 1990. *Licenses for Radiography and Radiation Safety Requirements for Radiographic Operations*. Washington, DC: US Government.
- US Department of Energy (USDOE). 1987. *Health and Environmental Consequences of the Chernobyl Nuclear Power Plant Accident*. DOE/ER-0332. Washington, DC: USDOE.
- US Nuclear Regulatory Commission (NRC). 1983. Instrumentation for light-water-cooled nuclear power plants to assess plant and environs conditions during and after an accident. En *NRC Regulatory Guide 1.97*. Rev. 3. Washington, DC: NRC.
- Wakeford, R, EJ Tawn, DM McElvenny, LE Scott, K Binks, L Parker, H Dickinson, H, J Smith. 1994a. The descriptive statistics and health implications of occupational radiation doses received by men at the Sellafield nuclear installation before the conception of their children. *J. Radiol. Protect.* 14: 3-16.
- Wakeford, R., EJ Tawn, DM McElvenny, K Binks, LE Scott, L Parker. 1994b. The Seascale childhood leukaemia cases — the mutation rates implied by paternal preconceptional radiation doses. *J. Radiol. Protect.* 14: 17-24.
- Ward, JF. 1988. DNA damage produced by ionizing radiation in mammalian cells: identities, mechanisms of formation, and reparability. *Prog. Nucleic Acid Res. Mol. Biol.* 35: 96-128.
- Yoshimoto, Y, JV Neel, WJ Schull, H Kato, M Soda, R Eto, K Mabuchi. 1990. Malignant tumors during the first two decades of life in the offspring of atomic bomb survivors. *Am. J. Hum. Genet.* 46: 1041-1052.

#### Otras lecturas recomendadas

- . 1980. *Guidance on Off-site Emergency Radiation Measurement Systems. Phase 1: Airborne Releases*. Document No. FEMA-REP-2. Washington, DC: NUREG.
- . 1980a. *Emergency Planning*. Document No. 45FR55402. Washington, DC: NUREG.
- . 1980b. *National Radiological Emergency Preparedness/Response Plan for Commercial Nuclear Power Plant Accident (Master Plan)*. Document No. 45FR84910. Washington, DC: NUREG.
- . 1980c. *Nuclear Regulatory Commission Incident Response Plan*. Document No. NUREG-0728. Washington, DC: NUREG.
- . 1981. *Emergency Planning for Nuclear Power Reactors*. Reg. guide 1.101. Washington, DC: NUREG.
- . 1983a. *Emergency Planning for Research and Test Reactors*. Reg. guide 2.6. Washington, DC: NUREG.
- . 1983b. *Instrumentation for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions*

- During and After Accident*. Reg. guide 1.97. Washington, DC: NUREG.
- American National Standards Institute (ANSI). 1993. *American National Standards for General Radiation Safety - Installations Using Non-Medical X-Ray and Sealed Gamma-Ray Sources, Energies Up to 10 MeV*. Nueva York: ANSI.
- Cember, H. 1996. *Introduction to Health Physics*. Nueva York: McGraw Hill.
- Code of Federal Regulations. 1988. *Emergency Planning and Preparedness for Production and Utilization Facilities*. Título 10, Parte 50, Apéndice E. Washington, DC: US Government.
- Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR). 1982. *Protection against ionizing radiation from external sources used in medicine*. *Ann ICRP*9(1).
- . 1987. Data for use in protection against external radiation. *Ann ICRP*17(2/3).
- Comisión Internacional de Unidades y Medidas de Radiación (ICRUM). 1971. *Radiation protection instrumentation and its application*. Report No. 20. Viena: ICRUM.
- Eisenbud, M. 1987. *Environmental Radioactivity*. Nueva York: Academic Press.
- Environmental Protection Agency (EPA). 1978. *Protective Action Evaluation, Part 1: The Effectiveness of Sheltering as a Protective Action Against Nuclear Accidents Involving Gaseous Releases*. Washington, DC: EPA.
- . 1991. *Manual of Protective Action Guide and Protective Actions for Nuclear Incidents*. Document No. EPA-400-R-92.001. Washington, DC: EPA.
- Goldbud and Jones. 1965. *Radiological Monitoring in the Environment*. Nueva York: Pergamon.
- Lubin, JH. 1994. Invited commentary: Lung cancer and exposure to residential radon. *Am J Epidemiol* 140:323-332.
- National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP). 1964. *Safe handling of radioactive materials. Report No. 30*. Bethesda, Maryland: NCRP.
- . 1976. *Structural Shielding Design and Evaluation for Medical Use of X Rays and Gamma Rays Up to 10 MeV*. Report No. 49. Bethesda, Maryland: NCRP.
- . 1978. *Instrumentation and monitoring methods for radiation protection*. Report No. 57. Bethesda, Maryland: NCRP.
- . 1984. *A handbook of radioactivity measurements procedures*. Report No. 58. 2ª ed. Bethesda, Maryland: NCRP
- Nuclear Regulatory Commission (NUREG). 1970. *Analysis of Techniques for Estimating Evacuation Times for Emergency Planning Zones*. Document No. NUREG/CR-1745. Washington, DC: NUREG.
- . 1978. *Planning Basis for the Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans in Support of Light Water Nuclear Power Plants*. Document No. 43FR58668. Washington, DC: NUREG.
- . 1978. *Potassium Iodine as a Thyroid-Blocking Agent in a Radiation Emergency*. Document No. 43FR58789. Washington, DC: NUREG.
- . 1979. *Development Plan-Insurance of Protective Action Guides for Airborne Releases of Radioactivity as Federal Guidance*. Document No. 44FR75344. Washington, DC: NUREG
- . 1979. *Radiological Emergency Response Planning, Handbook for Federal Assistance to State and Local Government*. Document No. NUREG-0092. Washington, DC: NUREG.
- Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). 1963. *A Basic Toxicity Classification of Radionuclides*. Technical Report Series, No.15. Viena: OIEA.
- . 1965. *Personnel Dosimetry for Radiation Accidents*. *International Atomic Energy Agency Symposium*. Viena: OIEA.
- . 1973. *Radioactive Contaminants of the Environment*. - Viena: OIEA.
- . 1979. *Radiological Surveillance of Airborne Contaminants in the Working Environment*. International Atomic Energy Agency Safety Series, No. 49. Viena: OIEA.
- . 1986. *Principles for Limiting Releases of Radioactive Effluent into the Environment*. International Atomic Energy Agency Safety Series, No. 77. Viena: OIEA.
- Reinig, WC. 1970. *Environmental Surveillance in the Vicinity of Nuclear Facilities. HP Symposium Proceedings*. Springfield, Illinois: Charles C Thomas.