El libro

Actualmente numerosos centros hospitalarios cuentan con facilidades de irradiación con rayos X o servicios en los que usan sustancias radiactivas. Para una óptima utilización de estas facilidades es necesario conocer la naturaleza de las radiaciones y sus efectos en seres humanos. Con ese objetivo se viene dando una serie de cursos sobre protección radiológica. Para facilitar la información sobre el tema se ha editado este libro orientándolo en forma particular a la interacción de la radiación con la materia, y a los efectos de la radiación sobre tejidos humanos. Se ha puesto énfasis en el tema de los rayos X, en lo concierniente a su producción y uso para fines médicos, y los cuidados que debe tenerse en cuenta para minimizar los riesgos inherentes a la radiación.

El autor

Modesto Montoya, Bachiller en Ciencias (1972) y Magister en Ciencias (1975) de la Universidad Nacional de Ingeniería (UNI), Doctor de Tercer Ciclo (1977) y Doctor de Estado en Física Nuclear (1981) de la Universidad París XI, Francia, es profesor principal de la Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional de Ingeniería y Director del Centro Superior de Estudios Nucleares (CSEN) del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN).

El Dr. Montoya es miembro de la Academia Nacional de Ciencias del Perú, fundador y director del Centro de Preparación para la Ciencia y Tecnología (CEPRECYT), Presidente de la Sociedad Peruana de Física (SOPERFI), de la Sociedad Peruana de Ciencia y Tecnología (SOPECYT) y de la Academia Nuclear del Perú.

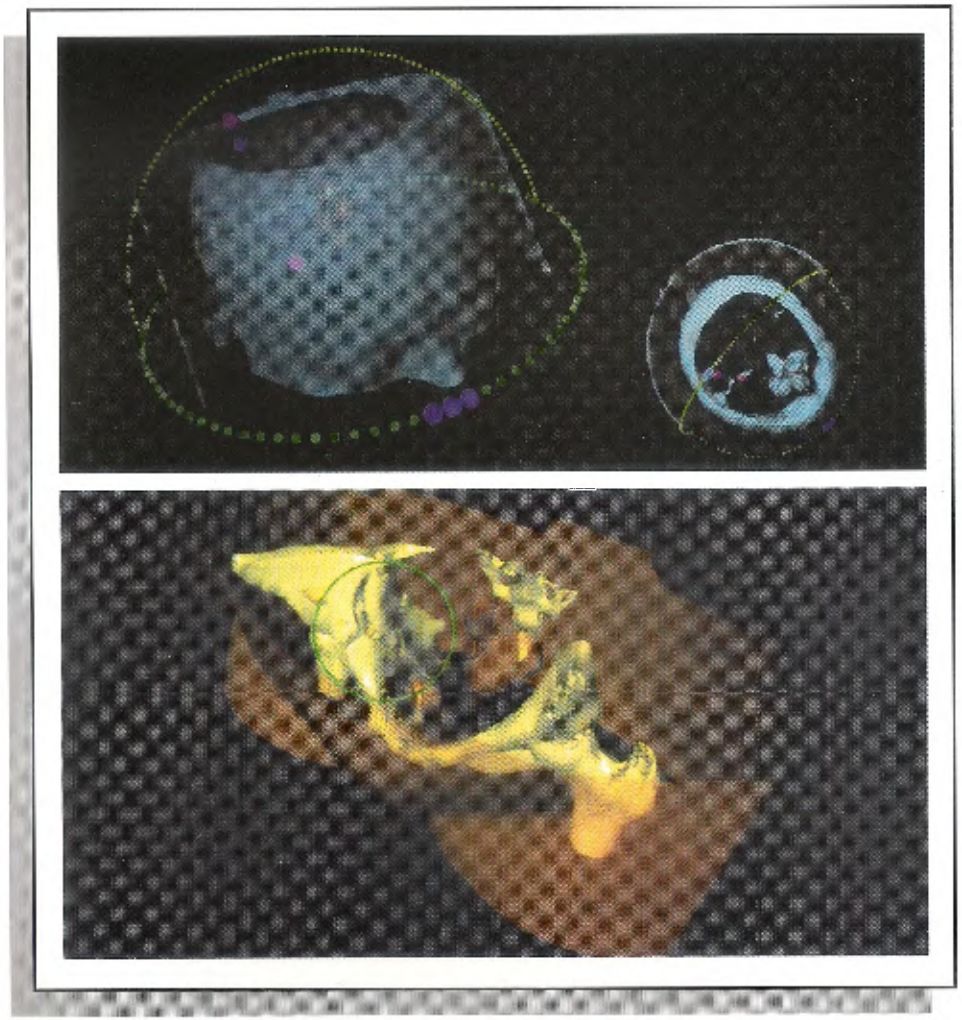
Su trabajo científico en el área nuclear lo desarrolló en la UNI, en la Comisión de Energía Atómica (CEA) y en el Centro Nacional de Investigación Científica (CNRS) de Francia, en el Centro de Estudios Nucleares (KFA) de Jülich y el Instituto de Investigaciones Nucleares (GSI) de Darmstadt de Alemania, en el Instituto Carnegie-Mellon de EEUU y en el Instituto Peruano de Energía Nuclear. Su especialidad es la fisión nuclear y las aplicaciones de la física de los neutrones.

Ha participado como expositor en numerosos eventos científicos en diversos países y publicado en revistas científicas internacionales. Ha sido editor de la Revista Nuclear del Perú y de la Revista Peruana de Física y autor de los libros "Tecnología Nuclear en el Perú", "Física de Altas Energías y Origen del Universo" y "Los Secretos de Huarangal" y "Física Nuclear".

Protección Radiológica — Modesto Montoya

Modesto Montoya

Protección Radiológica



EDICIONES CEPRECYT

Protección Radiológica

Modesto Montoya

Protección Radiológica

Primera edición, julio 1997
1 000 ejemplares

©*1997 Modesto Montoya*
Lima, Perú

Ediciones CEPRECYT
Centro de Preparación para la Ciencia y Tecnología
Juan de la Fuente 541, San Antonio, Miraflores, Lima, Perú
Tel/fax 447-5713

A Jatun Jari

Presentación

La protección radiológica -tema de estos apuntes- está basada en los conocimientos de la interacción de la radiación con la materia y sus efectos en los tejidos biológicos.

La interacción de la radiactividad con la materia y los efectos biológicos de ésta depende -naturalmente- del tipo de los rayos, los que pueden ser α, β, γ y neutrones. Por ello, en estos apuntes se les trata en forma separada.

La naturaleza de cada tipo de radiactividad y de su interacción con la materia produce la necesidad de blindajes específicos, los que dependen además de la energía de los rayos.

La protección adecuada del personal ocupacionalmente expuesto y del público obliga a tener un conocimiento cabal de los aspectos que son revisados en estos apuntes. Se trata de presentar los aspectos de interacción de la radiactividad relacionados con su utilización adecuada del punto de vista de la protección radiológica. Para ello es vital comprender las técnicas de dosimetría y los variados efectos biológicos de la radiación.

Dado de que el radiodiagnóstico constituye una actividad bastante difundida, es conveniente conocer las técnicas de producción de rayos X y la minimización de riesgos en su uso.

Indice

1 Introducción 1

1.1 Un poco de historia

1.2 Composición del átomo

1.3 Niveles atómicos y nucleares

2 Radiactividad

2.1 Ley de decaimiento radiactivo

2.2 Activación y decaimiento

2.3 Radiactividad α

2.4 Radiactividad β

2.5 Radiactividad γ

2.5.1 Tiempos de vida de la emisión γ

2.5.2 Espectroscopía gamma

2.6 Física neutrónica

2.7 Fisión

2.8 Emisión de nucleones

2.9 Vidas medias parciales

2.10 Radiactividad natural

3 Interacción de la radiación con la materia 1

3.1 Penetración de partículas cargadas en la materia

3.1.1 Partículas más pesadas que el electrón

3.1.2 Interacción de los electrones con la materia

3.2 Interacción de los rayos γ con la materia

3.2.1 Producción de pares

3.2.2 Dispersión Compton

3.2.3 Efecto fotoeléctrico

3.2.4 Fotodesintegración

3.2.5 Combinación de efectos
3.3 Interacción de los neutrones con la materia
3.3.1 Dispersión de neutrones
3.3.2 Absorción de neutrones

4 Dosimetría de la radiación 1

4.1 Dosis
4.2 Exposición
4.3 Medición de la exposición
4.4 Relación entre exposición y dosis
4.5 Kerma
4.6 Deposición interna de radioisótopos
4.7 Dosis total
4.8 Método MIRD de cálculo de la dosis interna
4.9 Dosis neutrónica

5 Instrumentos de medición de dosis 1

5.1 Cámaras de ionización
5.2 Contadores Geiger
5.3 Contador de centelleo
5.4 Dosímetro de película
5.5 Dosímetros termoluminiscentes
5.6 Cámaras de ionización de bolsillo

6 Efectos biológicos de la radiación 1

6.1 Tipos de efectos de la radiación
6.2 Acciones directas e indirectas
6.3 Efectos de la radiación
6.3.1 Efectos agudos
6.3.2 Efectos retardados
6.4 Efectos genéticos
6.5 Riesgos estimados
6.6 Eficacia biológica relativa y factor de calidad
6.7 Dosis equivalente

7 Producción de rayos X 1

7.1 El tubo de rayos X
7.2 Circuito de rayos X
7.3 Rayos X de Bremsstrahlung
7.4 Rayos X característicos
7.5 Espectro de energía de los rayos X
7.6 Fluoroscopía

8 Protección radiológica en radiodiagnóstico 1

8.1 Parámetros básicos de protección
8.2 Blindaje contra rayos gamma
8.3 Blindaje en instalaciones de rayos X
8.3.1 Barrera protectora primaria
8.3.2 Barrera protectora secundaria
8.4 Protección de los emisores β
8.5 Blindaje contra neutrones

ANEXO: REGLAMENTO DE SEGURIDAD RADIOLOGICA

Capítulo 1

Introducción

1.1 Un poco de historia

Los filósofos griegos especulaban sobre la naturaleza fundamental de la materia. Cuatro siglos A.C., Demócrito pensó que la materia podía subdividirse hasta una mínima expresión llamada *átomo*. El átomo era entonces el constituyente fundamental de la materia. En el siglo XIX, la física experimental confirmó la validez de esta teoría. Nació entonces la física atómica, dedicada al estudio de las propiedades de los átomos de los diversos elementos. En esta especialidad trabajaron Dalton, Avogadro, Faraday y Mendeleyev. Este último hizo una clasificación sistemática de los elementos, caracterizados por las propiedades de los átomos respectivos.

En 1895 en todo el mundo se hablaba del descubrimiento de los rayos. El descubridor, el físico aleman Wilhelm Röntgen a los 50 años de edad, había cubierto un tubo de rayos catódicos con un papel negro, encontrando que una placa fluorescente comenzaba a brillar.

Los rayos X fueron inmediatamente aplicados a la medicina y la odontología. Estimulados por el famoso descubrimiento, una gran parte de los físicos se puso a estudiar las propiedades de los rayos X.

En París, Henri Becquerel de 44 años quizo reemplazar el tubo de rayos catódicos por una sustancia fosforescente expuesta a la luz. Esa sustancia contenía una sal de uranio. Lo que finalmente descubrió fue que la sustancia no tenía que ser iluminada por el Sol para emitir unos

rayos con un comportamiento similar a los rayos X. En otras palabras, era la luz fosforescente la que afectaba una placa fotográfica sino unos rayos más penetrantes.

En 1898, los esposos Curie lograron identificar varias sustancias radiactivas. Rutherford estudió las propiedades de la radiactividad usándolas luego en sus investigaciones sobre los átomos. Este físico británico planteó la tesis de la existencia del núcleo. De esa forma se inició la física nuclear, dedicada precisamente al estudio de las propiedades de ese núcleo.

Paralelamente al avance en el conocimiento del átomo, se logró una serie de aplicaciones atómicas y nucleares a la medicina, la industria y agricultura.

Por otro lado, desde el comienzo del estudio de los rayos X y del núcleo se observó que los rayos X y la radiactividad tenían efectos biológicos de los que habría que protegerse.

1.2 Composición del átomo

Rutherford planteó la tesis según la cual el átomo neutro está compuesto por Z electrones orbitando alrededor de un núcleo, el que que a su vez tiene una carga de Ze, donde Z es el número atómico y $-e$ es la carga del electrón ($e = 1,602 \times 10^{-19}$ C).

El átomo más simple es el del hidrógeno, cuyo núcleo es un protón alrededor del cuál gira un electrón.

La masa del protón, identificada como m_{p}, es $1{,}673{\times}10^{-27}$ kg.

En 1932, Chadwick descubrió el neutrón, sin carga y con una masa aproximadamente igual a la del protón.

La masa del neutrón, identificada como m_{n}, es $1{,}675{\times}10^{-27}$ kg.

De esa forma se estableció que el núcleo contiene Z protones y $A-Z$ neutrones. El número de neutrones es indicado por N.

La masa del electrón, m_e, es $9,109 \times 10^{-31}$kg.

El número másico A es el entero más próximo del cuociente de la masa nuclear entre la masa del protón.

Una especie nuclear o nuclido es representado por ${}^{A}_{Z}\mathrm{X}_{N}$, donde X es el símbolo químico del elemento. El símbolo ${}^{238}_{92}\mathrm{U}_{146}$ corresponde al

uranio con 146 neutrones. El uranio tiene un número atómico 92 siendo el más pesado encontrado en la naturaleza.

Dado que el elemento uranio define el número atómico 92 y el número de neutrones es 238-92, el símbolo puede ser solamente ${}^{A}\mathrm{U}$. La forma de representar el nuclido depende del fenómeno que se está estudiando.

Para cada número atómico Z, puede haber varios *isótopos*, es decir nuclidos con el mismo Z pero con diferente A. Algunos de estos nuclidos pueden ser estables o radiactivos, en cuyo caso se les llama *radioisótopos*. En la Fig. 1.1 se representa los valores de Z y N de núcleos estables y radiactivos. En ciertos tipos de estudio es conveniente referirse a los *isótonos*, es decir a nuclidos con el mismo N pero con diferente Z. Los nuclidos con el mismo A son llamados *isóbaros*.

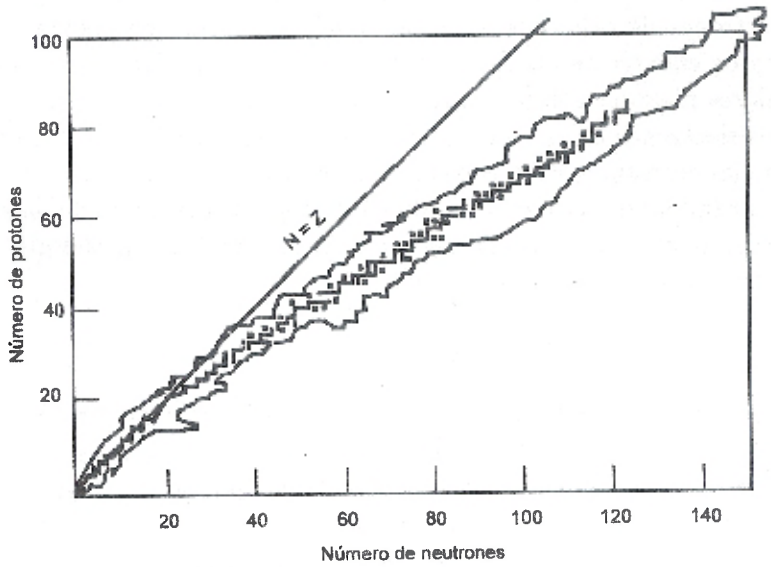


Figura 1.1: Núcleos estables (cuadrados negros) y núcleos radiactivos (entre los límites demarcados).

El núcleo, como objeto de estudio, es observado por sus diversas propiedades. Entre éstas se tiene la masa, la carga, el radio, su abundancia relativa, las formas de decaimiento y sus vidas medias, la forma como reaccionan y sus secciones eficaces, sus niveles de excitación, etc.

Hasta el momento se han identificado números atómicos hasta el 112. Más de 1000 nuclidos han sido estudiados. Cada día se identifican nuevos nuclidos en reactores nucleares o aceleradores de partículas. Muchos de esos nuclidos tienen una vida media muy corta, y se conoce sólo algunas de sus propiedades.

1.3 Niveles atómicos y nucleares

Alrededor del núcleo giran los electrones en orbitales cuyas formas y radios promedio dependen de sus valores de energía. Los valores de energía de los electrones en los orbitales son discretos y bien definidos para cada átomo. Los valores más pequeños de energía corresponden a los electrones de orbitales internos. (Debemos tener en cuenta que los valores de energía de los electrones ligados son negativos, de modo que los valores mayores son próximos a cero.)

Los electrones en el átomo tienen estados cuánticos bien definidos, a los que les corresponde un orbital y otras características. Los electrones pueden cambiar de estado. Cuando pasan espontáneamente de un estado correspondiente a la una energía E_i a un estado final de energía E_f se emite un fotón, un rayo con energía

$$E = E_{\mathrm{i}} - E_{\mathrm{f}}. \tag{1.1}$$

Para que ello ocurra es necesario que el estado final esté desocupado. Un estado cuántico no puede ser ocupado con dos electrones.

El orden de magnitud de los valores de energía involucrada en transiciones entre niveles energéticos atómicos es de 1 electronvoltio (eV). Un electronvoltio es la energía que adquiere un electrón al atravesar una diferencia de potencial de un voltio ($1\mathrm{eV} = 1,602 \times 10^{-19}\mathrm{J}$).

El fotón emitido es una onda electromagnética con una energía dada por la expresión

$$E = h\nu, \tag{1.2}$$

donde $h = 4,1358 \times 10^{-15}$ eVs y ν es la frecuencia en ciclos por segundo expresado simplemente como s^{-1}.

A la inversa de lo anterior, un electrón puede pasar a un nivel energético superior o salir del átomo cuando recibe energía del exterior, a través de un fotón o de una partícula.

El núcleo también tiene un comportamiento cuántico como los electrones atómicos. El núcleo tiene estados cuánticos a los que corresponden determinados valores de energía. El paso entre niveles significa cambios de energía en forma similar a la que ocurre en los átomos. la gran diferencia se da en la energía. Los valores de energía que entran en juego en reacciones nucleares son convenientemente expresados en miles y millones de electron-voltios (MeV).

1.4 Unidades y dimensiones

Las dimensiones del átomo son del orden de 10^{-10} m y las dimensiones nucleares son del orden de 10^{-15} m, el cual es un femtómetro (fm), más conocido como fermi, en honor al físico italiano Enrico Fermi. El tamaño de los núcleos va desde 1 fm, para un nucleón, hasta 7 fm para los núcleos más pesados.

La escala de tiempo empleada en física nuclear es muy amplia. Algunos fenómenos, como la ruptura del ^{5}He, es del orden de 10^{-20} s. La vida media de los núcleos, que generalmente decaen por emisión γ, está en el rango entre 10^{-9} s (nanosegundo) hasta 10^{-12} s (picosegundo). Pero, en realidad, hay decaimientos más cortos y más lentos, los que pueden ir hasta una vida media de millones de años.

La masa nuclear es expresada en *unidades de masa atómica*, u, definida de tal forma que la masa de un átomo de ^{12}C es exactamente 12 u. Para el estudio de reacciones nucleares es conveniente expresar la masa en su equivalente en energía, usando la conversión $E = mc^2$, donde c es la velocidad de la luz ($c = 2,997925 \times 10^8$m/s). De esa forma, una unidad de masa es 931,502 MeV.

Capítulo 2

Radiactividad

La radiactividad natural es un fenómeno en minerales de uranio y torio, los que tienen una vida media del orden de la edad de la Tierra. La radiactividad artificial fue provocada por primera vez en 1934 por Irene Curie y Frederic Joliot. Estos científicos usaron las partículas α de la radiactividad natural del polonio para bombardear aluminio, produciendo el isótopo ^{30}P, el que emite un positrón, con una vida media de 2,5 min.

2.1 Ley de decaimiento radiactivo

Si se tiene N núcleos radiactivos en el tiempo t, el número dN que decaen en el tiempo dt está dado por

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N, \tag{2.1}$$

donde λ es llamada *constante de desintegración*. De la ecuación (2.1) se obtiene la *ley exponencial del decaimiento radiactivo*:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t}, \tag{2.2}$$

donde N_0, es el número inicial de nucleones presentes en $t = 0$. El período de semidesintegración es el tiempo necesario para que decaiga la mitad de núcleos radiactivos. Por lo tanto, usando la ecuación (2.2) se obtiene

$$t_{1/2} = \frac{0,693}{\lambda}. \tag{2.3}$$

También se define la vida media τ, como el promedio de vida de los núcleos, es decir

$$\tau = \frac{\int_0^\infty t|dN/dt|dt}{\int_0^\infty |dN/dt|dt}. \tag{2.4}$$

De esta integral se obtiene

$$\tau = \frac{1}{\lambda}. \tag{2.5}$$

Una cantidad más fácil de tratar es la actividad $\mathcal{A}$, definida como $\mathcal{A} = -dN/dt$, que es el número de decaimientos por unidad de tiempo, lo que se puede medir. Usando la ley de decaimiento se logra

$$\mathcal{A}(t) = \lambda N(t) = \mathcal{A}_0 e^{-\lambda t}. \tag{2.6}$$

La unidad de actividad es el número de decaimientos por segundo, llamado *bequerelio* (Bq). Otra unidad para la actividad es el *curie* (Ci), definida como la actividad de un gramo de radio, o simplemente

$$1\text{Ci} = 3,7 \times 10^{10}\text{decaimientos/s}. \tag{2.7}$$

Las leyes exponenciales de decaimiento son aplicables cuando un número N de núcleos radiactivos 1 decae hacia un número de núcleos estables 2. De modo que el número de núcleos presentes es

$$N_1 = N_0 e^{-\lambda_1 t} \tag{2.8}$$
$$N_2 = N_0(1 - e^{-\lambda_1 t}). \tag{2.9}$$

Los núcleos pueden decaer en dos modos diferentes. Entonces

$$\lambda_a = \frac{-(dN/dt)_a}{N}$$
$$\lambda_b = \frac{-(dN/dt)_b}{N}. \tag{2.10}$$

El decaimiento total será

$$-\left(\frac{dN}{dt}\right)_t = -\left(\frac{dN}{dt}\right)_a - \left(\frac{dN}{dt}\right)_b = N(\lambda_a + \lambda_b) = N\lambda_t, \tag{2.11}$$

donde $\lambda_t = \lambda_a + \lambda_b$ es la constante de decaimiento total.

Entonces, considerando dos tipos decaimiento a núcleos estables se tendrá

$$N_1 = N_0 e^{-\lambda_{1,t} t}$$
$$N_{2,a} = (\lambda_a/\lambda_t)N_0(1 - e^{-\lambda_{1,t} t}) \tag{2.12}$$
$$N_{2,b} = (\lambda_b/\lambda_t)N_0(1 - e^{-\lambda_{1,t} t}).$$

2.2 Activación y decaimiento

La producción de sustancias radiactivas, *radioisótopos*, se realiza en reactores nucleares y aceleradores. En un reactor, los núcleos capturan neutrones, y en el acelerador son bombardeados con partículas cargadas. La producción de radioisótopos será en una tasa R que dependerá del número de núcleos *blanco* N_0, el flujo o intensidad de partículas incidentes I y de la sección eficaz de la reacción. Los valores típicos del flujo de las partículas en un reactor o en un sincrotrón es de $10^{14}/s \cdot cm^2$ y de la sección eficaz es del orden de barns ($10^{-24}cm^2$). La probabilidad de producir un núcleo radiactivo es alrededor de 10^{-10}s^{-1}. Una irradiación durante horas de un núcleo blanco convierte en radiactivo una pequeña fracción de los núcleos que es del orden de 10^{-6}. De modo que aproximadamente

$$R = N_0 \sigma I \tag{2.13}$$

es aproximadamente constante.

Si N_1 es el número de núcleos radiactivos formados en la reacción, los que decaen con una constante λ_1 al núcleo estable N_2, entonces

$$dN_1 = Rdt - \lambda_1 N_1 dt. \tag{2.14}$$

De donde

$$N_1(t) = \frac{R}{\lambda_1}(1 - e^{-\lambda_1 t}) \tag{2.15}$$

y

$$\mathcal{A}_1(t) = \lambda_1 N_1(t) = R(1 - e^{-\lambda_1 t}). \tag{2.16}$$

2.3 Radiactividad α

Las partículas alfa fueron descubiertas en la radiactividad natural, como las menos penetrantes. En 1903, Rutherford midió el cuociente carga/masa, usando una combinación de campos magnéticos y eléctricos. En 1909, Rutherford muestra que las partículas alfa son núcleos de helio. Las partículas alfa son emitidas principalmente por núcleos pesados inestables. La reacción puede expresarse como

$$ {}^{A}_{Z}X_N \rightarrow {}^{A-4}_{Z-2}X'_{N-2} + {}^{4}_{2}\mathrm{He}_2, \qquad (2.17) $$

donde X y X' representan los núcleos inicial y final.

Las partículas alfa son emitidas por repulsión coulombiana, la que aumenta con el número atómico Z (la fuerza es proporcional a Z^2) de los núcleos, mucho más rápido que la fuerza nuclear, que es proporcional a A.

2.4 Radiactividad β

Las primeras observaciones sobre la radiación fueron en torno a la emisión de electrones negativos. Frederic e Irene Joliot-Curie, en 1934, detectaron la emisión de electrones positivos (positrón) como proceso de decaimiento radiactivo. Luego se descubrió que en los rayos cósmicos venían también positrones. En 1938, Alvarez detectó rayos X provenientes de las transiciones provocadas por la desocupación de nivel debido a la absorción por el núcleo de un electrón.

El caso más simple de decaimiento β es la conversión de un protón en un neutrón o de un neutrón en un protón. Con la emisión beta, el número atómico cambia de una unidad pero el número másico permanece el mismo. El decaimiento β es pues una forma que tiene el núcleo de buscar su estabilidad sin cambiar de masa.

La emisión de electrones e^- y positrones e^+ es llamada radiactividad β. Los procesos involucrados son los siguientes:

$$
\begin{array}{rcll}
n & \rightarrow & p+e^- & \text{decaimiento } \beta^- \\
p & \rightarrow & n+e^+ & \text{decaimiento } \beta^+ \\
p + e^- & \rightarrow & n & \text{captura electrónica } (\epsilon).
\end{array}
$$

En los tres procesos hay emisión de un partícula llamada *neutrino*. Un caso representativo de emisión beta es

$$ {}^{25}_{13}\mathrm{Al}_{12} \rightarrow {}^{25}_{12}\mathrm{Mg}_{13}, \qquad t_{1/2} = 7,2\mathrm{s}. \qquad (2.18) $$

En este proceso el número másico se mantiene constante.

La comprensión del decaimiento β no ha sido tan rápida como la del decaimiento α. Los decaimientos β^-, β^+ y captura de electrón orbital (ϵ), involucran la emisión de una partícula llamada neutrino en cada uno. Por limitaciones energéticas, la emisión de positrones y la captura de electrones ocurre sólo en el caso de protones ligados en un núcleo.

En el decaimiento beta, la distribución de energía de los electrones es continua. Esto confundió a los físicos en 1920. El límite superior de la distribución de energía de los electrones es igual a la diferencia de energías de los estados inicial y final. Ver Fig. 2.1.

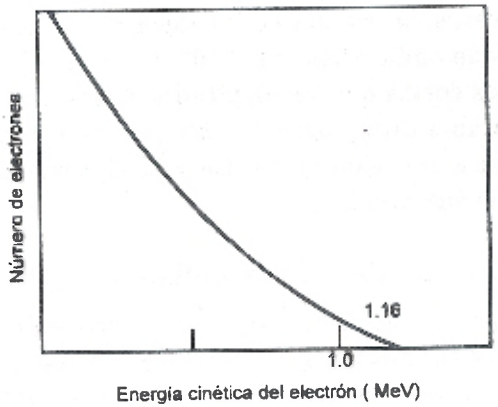


Figura 2.1: Distribución continua de la energía de las partículas β emitidas por el ^{210}Bi.

En 1931, Pauli propuso que en la emisión β se emite una partícula acompañante llamada por Fermi *neutrino*, la que lleva la energía que falta. Esta partícula es muy penetrante, interactuando poco con la materia. Existe el neutrino (ν), emitido en el decaimiento β^- y el antineutrino $(\overline{\nu})$, emitido con el decaimiento β^-.

2.5 Radiactividad γ

La radiactividad γ es similar a la emisión de radiación atómica como la óptica o los rayos X. La energía de los rayos γ es la diferencia entre la energía del estado inicial y el la del estado final de núcleo emisor. Este tipo de radiactividad se da en todos los núcleos que tienen un estado excitado y generalmente sigue a la emisión α y β.

Las transiciones que dan lugar a la emisión γ son llamadas *transiciones isoméricas* y los estados excitados son llamados *estados isoméricos*, o *metastables*. Un núcleo en estado metastable es representado en la forma $^{99}\mathrm{Tc}^{m}$.

Se tiene también el proceso de conversión interna, en la que un rayo γ es absorbido por un electrón atómico, el que aparece luego como electrón libre.

En las reacciones nucleares, los núcleos quedan en estados excitados, los que decaen emitiendo uno o más rayos γ. Los rayos gamma son fotones, de la misma naturaleza que los rayos X o la luz visible. En la mayoría de los casos, la energía de los rayos γ está entre 0,1 y 10 MeV y sus longitudes de onda están entre 10^4 y 100 fm. Estas longitudes de onda son 10^6 más cortas que las longitudes de las ondas de luz visible.

Los rayos gamma presentan ventajas para su estudio, entre las que se tienen su baja atenuación en el aire y la alta resolución que resulta en la medición de su energía.

2.5.1 Tiempos de vida de la emisión γ

Para obtener algunas conclusiones de los tiempos de vida del decaimiento γ, tomemos el caso del nivel 1317-keV del ^{72}Se, el que tiene un período de semidesintegración total de 8,7ps. Entonces, la constante de decaimiento total será

$$\lambda_t = \frac{0,693}{t_{1/2}} = \frac{0,693}{8,7\times 10^{-12}s} = 8,0\times 10^{10}s^{-1}. \qquad (2.19)$$

Considerando que el nivel decae por tres transiciones emitiendo rayos γ de 1 317 keV, 455 keV y 380 keV, respectivamente, se tiene:

$$\begin{aligned}\lambda_t &= \lambda_{t,1317}+\lambda_{t,455}+\lambda_{t,380} \qquad (2.20)\\ &= \lambda_{t,1317}(1+\alpha_{1317})+\lambda_{t,455}(1+\alpha_{445})+\lambda_{t,380}(1+\alpha_{380}).\end{aligned}$$

En el caso que tratamos los coeficientes de conversión son muy pequeños. Por otro lado:

$$\lambda_{t,1317} : \lambda_{t,455} : \lambda_{t,380} = 51 : 39 : 10. \qquad (2.21)$$

2.5.2 Espectroscopía gamma

Los rayos gamma son fácilmente detectados con una alta resolución, que es de 2 keV para buenos detectores y con una muy alta precisión, del orden del eV.

Un experimento ideal de espectroscopía gamma nos debe proporcionar la siguiente información:

1. Energía e intensidades de los rayos gamma.
2. Mediciones de coincidencia que nos muestran la forma como se ordenan los diversos decaimientos.
3. Mediciones de conversión interna, las que nos ayudan a comprender el tipo de radiación, el espín y la paridad de los estados inicial y final. La distribución angular también puede ser útil.
4. Los períodos de semidesintegración de los niveles están relacionadas con las probabilidades absolutas de transición.

2.6 Física neutrónica

La falta de carga del neutrón le permite introducirse en el núcleo sin mucha dificultad e iniciar reacciones nucleares. Sin embargo, como no producen ionización primaria, la detección de los neutrones no es fácil. Por otro lado, su falta de interacción coulombiana impide seleccionar su energía o focalizarlo.

En 1930, Bothe y Becker, bombardeando berilio con partículas α, obtuvieron una radiación muy penetrante pero no ionizante, asumiendo que se trataba de γs de alta energía. Curie y Joliot descubrieron que el bombardeo de parafina con esa radiación producía protones de 5,3 MeV. La suposición que esa radiación sea γ llevaba a que ésta tuviera de 52 MeV, lo que era improbable.

En 1932, James Chadwick planteó la hipótesis de que esa radiación penetrante era de una partícula neutra de masa aproximadamente igual a la del protón, de modo que se le llamó neutrón. Un neutrón de 5,3

MeV, en un choque frontal transfiere su energía a un protón. Chadwick realizó experimentos adicionales confirmando su hipótesis.

El neutrón libre sufre decaimiento β^- con 10,6 min de período de semidesintegración. Cuando el neutrón está ligado al núcleo, puede vivir más o menos tiempo. La diferencia de masa con el protón es $m_n - m_p = 1,29340 \pm 0,00003$ MeV.

Los neutrones permiten investigar diversos campos de la física, como la física de la materia condensada, física nuclear, entre otros.

2.7 Fisión

En este proceso, un núcleo en forma espontánea se parte en dos fragmentos, los que decaen a través de emisión neutrónica, α, β o γ. Uno de los ejemplos de fisión espontánea se da en el ^{254}Cf($t_{1/2} = 60,5$ días).

En los años 30, la física nuclear tuvo un avance espectacular. El descubrimiento del neutrón por James Chadwick en 1932, dio lugar a una serie de experimentos basados en el bombardeo de núcleos con neutrones. En Italia, el equipo dirigido por Enrico Fermi estudió la radiactividad inducida por los neutrones en los núcleos. En esos experimentos se descubrieron varios núcleos que se producían por emisión β^{-1} después de la captura neutrónica. Era como si el núcleo compensara su exceso de neutrones convirtiendo uno de ellos en protón. El núcleo residual tenía en consecuencia un número atómico superior.

Surgió entonces el siguiente paso natural, consistente en producir núcleos transuránidos, más pesados que el uranio, que era el elemento natural conocido más pesado. Así se logró actividades β que al principio se supuso que venían de elementos transuránidos. Luego, estudios más detallados mostraron que se trataba de actividades similares a la del bario, después se pensó que se trataba del radio.

En 1939, usando técnicas radioquímicas, Otto Hahn y Frederik Strassman[1] mostraron que en realidad la actividad inducida era del bario mismo. Investigaciones adicionales permitieron descubrir que el bombardeo del uranio con neutrones producía varios otros núcleos intermediarios.

[1] O. Hahn y F. Strassmann, *Naturwssenschaften* **27** (1939) 11

O. Hahn y F. Strassman dieron cuenta del descubrimiento en un artículo en uno de cuyos párrafos se lee: "Como consecuencia de estos estudios, tenemos que cambiar los nombres de los cuerpos que habíamos indicado en nuestros esquemas de desintegración precedentes y, es necesario nombrar bario, lantanio y cesio lo que antes llamábamos radio, actinio y torio. En tanto que químicos nucleares, cercanos a los físicos, nos costó dar el paso que contradecía todas las experiencias precedentes de la fisión nuclear".

Usando cámaras de ionización se pudo medir que la energía liberada en la fisión era del orden de 200 MeV. Este resultado sirvió para que Lise Meitner y Otto Frisch[2], en 1939, propusieran la hipótesis de que el uranio, al absorber un neutrón se partía en dos pedazos, es decir que fisionaban.

Aunque muchos núcleos pueden fisionar cuando se le proporciona energía suficiente, el interés práctico corresponde a núcleos como el torio o más pesados que el torio. El descubrimiento que los fragmentos de fisión emiten neutrones, realizado por Frederic Joliot, en 1939, abrió la posibilidad al uso de la reacción en cadena, la que daría lugar a la bomba atómica y a los reactores nucleares.

L. Meitner y O. Frisch propusieron el término fisión, para identificar el fenómeno descubierto. Estos autores propusieron también una explicación teórica basada en el modelo de la gota líquida. Ellos sugirieron que, como sucede en el caso de la gota líquida, el núcleo se parte en dos núcleos más pequeños.

2.8 Emisión de neutrones

Cuando los núcleos están lejos del valle de estabilidad, puede emitir nucleones. En los productos de fisión, que son ricos en neutrones, se produce precisamente emisión de neutrones. En casos como el del decaimiento β del ^{73}Kr, con ($t_{1/2} = 27$ s), que lo lleva al ^{73}Br a una energía de 5 MeV, termina emitiendo protones para quedar en ^{72}Se.

Fuentes α berilio.- Esta fuente usa la reacción

$$^4\text{He} + ^9\text{Be} \rightarrow ^{12}\text{C} + n, \qquad (2.22)$$

[2] L. Meitner y O. Frisch, *Nature* (Londres) **143** (1939) 276

que libera 5,7 MeV. Si usamos ^{226}Ra como fuente de αs, los hijos de éste también emitirán αs, obteniéndose energías entre 5 y 8 MeV, de modo que el espectro de energías de los neutrones llegará hasta 13 MeV. De esta fuente salen neutrones con un amplio rango de energías, debido a los diversos grupos de energía de αs, la interacción con los materiales, las diversas direcciones de emisión respecto a los α y la eventualidad de una excitación del ^{12}C. El valor más probable de energía es cerca de 5 MeV y la producción a una tasa de 10^7 neutrones por segundo por cada Ci de ^{226}Ra.

La fuente arriba mencionada fue con la que se descubrió el neutrón. Debido a su alta emisión γ el 226Ra ha sido reemplazado por ^{210}Po (138 d), ^{238}Pu (86 años) y ^{241} Am (458 años), las que producen de $2-3\times10^6$ neutrones por segundo por Ci de actividad α.

Fuentes Fotoneutrónicas.- Estas fuentes usan la reacción (γ,n), generando neutrones aproximadamente monoenergéticas. Por ejemplo, el ^{24}Na emite un rayo γ de 2,76 MeV, que es suficiente para sacar un neutrón del ^{9}Be a través de la reacción

$$\gamma + {}^9\mathrm{Be} \rightarrow {}^8\mathrm{Be} + \mathrm{n}. \qquad (2.23)$$

El rendimiento es de 2×10^6 neutrones por segundo por Ci de ^{24}Na. Su período de semidesintegración es de 15 h. y la energía de los neutrones es alrededor de 0,8 MeV.

Fisión espontánea.- Una fuente muy usada es la de ^{252}Cf, el que produce unos 4 neutrones por fisión. La fisión es sólo el 3% de los decaimientos que son en mayor parte de α. La producción de neutrones se da a una tasa de $4,3\times10^9$ n/s por Ci de ^{252}Cf. Las energías de los neutrones están entre 1 y 3 MeV, lo que es característico de la fisión.

Reacciones nucleares.- Usando aceleradores de partículas se puede generar neutrones razonablemente monoenergéticos. Algunas de las reacciones que pueden ser usadas son:

$$\begin{aligned}
{}^3\mathrm{H} + \mathrm{d} &\rightarrow {}^4\mathrm{He} + \mathrm{n} \quad Q = +17,6\mathrm{MeV}\\
{}^9\mathrm{Be} + {}^4\mathrm{He} &\rightarrow {}^{12}\mathrm{C} + \mathrm{n} \quad Q = +5,7\mathrm{MeV}\\
{}^7\mathrm{Li} + \mathrm{p} &\rightarrow {}^7\mathrm{Be} + \mathrm{n} \quad Q = -1,6\mathrm{MeV}\\
{}^2\mathrm{H} + \mathrm{d} &\rightarrow {}^3\mathrm{He} + \mathrm{n} \quad Q = +3,3\mathrm{MeV}.
\end{aligned}$$

Reactores nucleares.- En un reactor nuclear, la reacción en cadena de fisión libera una gran cantidad de neutrones. Se logra flujos de alrededor de 10^{14}neutrones/cm^2/s. El espectro va hasta 7 MeV, teniendo su pico entre 1 y 2 MeV. Los neutrones son termalizados en el núcleo del reactor. Con tubos a través del blindaje, se obtiene haces de neutrones que dan a una sala experimental. En el núcleo del reactor se irradian muestras para el análisis por activación neutrónica y la producción de radioisótopos.

2.9 Vidas medias parciales

Cuando el decaimiento se hace en varios modos, las intensidades relativas son expresadas por la *tasa de direccionamiento*. Por ejemplo, el ^{226}Ra decae por α al estado fundamental del ^{222}Rn, con una tasa de direccionamiento de 94%, y al primer nivel excitado, con una tasa de direccionamiento de 6%. El ^{226}Ac decae por emisión α (0,006%), por emisión β^- (83%) y ϵ (17%).

La tasa de direccionamiento puede expresarse por las vidas medias parciales. Por ejemplo, el caso del ^{226}Ac ($t_{1/2}$ = 29 h) corresponde a una vida media total de

$$\lambda_t = \frac{0,693}{t_{1/2}} = 6,6\times10^{-6}\mathrm{s}^{-1}. \qquad (2.24)$$

Los valores de las constantes de decaimiento parciales están dadas por la tasa de direccionamiento multiplicado por λ_t. Así, las constantes de decaimiento serán

$$\begin{aligned}
\lambda_\beta &= 0,83\lambda_t = 5,5\times10^{-6}s^{-1}\\
\lambda_\epsilon &= 0,17\lambda_t = 0,17\times10^{-6}s^{-1}\\
\lambda_\alpha &= 6\times10^{-5}\lambda_t = 4\times10^{-10}s^{-1}.
\end{aligned}$$

De estas cantidades se obtienen las vidas medias parciales, que resultan una forma de presentar las razones de direccionamiento.

2.10 Radiactividad natural

El sistema planetario solar se inició hace 4,500 millones de años. Después de 10,000 millones de años del Big Bang se fueron formando los

elementos hidrógeno y helio, y luego los otros elementos más pesados que, poco a poco, se constituían en el interior de las novas y supernovas. Desde esa época quedan unos cuantos elementos radiactivos, que son responsables del calentamiento interior de la Tierra.

Los elementos pesados van desintegrándose en otros a través de emisión α y β, los que van decreciento el Z y el A, hasta llegar a núcleos estables. Ello da lugar a series radiactivas que corresponden al torio ($t_{1/2} = 1,41 \times 10^{10}$ a), neptunio ($t_{1/2} = 2,14 \times 10^{6}$ a), uranio ($t_{1/2} = 4,47 \times 10^{9}$ a) y actinio ($t_{1/2} = 7,04 \times 10^{8}$ a), con número de masa $4n$, $4n+1$, $4n+2$ y $4n+3$, respectivamente.

Estos radioisótopos se encuentran en los materiales de la Tierra, en rocas y minerales que se formaron con la Tierra hace 4,500 millones de años. El Np tiene una vida demasiado corta para quedar en materiales naturales.

Estos radioisótopos están ligados a materiales en el interior de la Tierra, lo que no constituye un riesgo para la salud. Sin embargo, de ellos se emite el radón, que es un gas radiactivo. El radón se convierte en un precursor de terremotos. El radón sale de los materiales de las paredes de edificios. Ello da lugar a riesgos de cáncer al pulmón.

Capítulo 3

Interacción de la radiación con la materia

La interacción de la radiación con la materia depende de las características físicas, como son su carga, masa, energía, entre otras, tanto de la radiación como del material. La radiación puede cambiar radicalmente las propiedades de la materia.

3.1 Penetración de partículas cargadas en la materia

Cuando una partícula cargada ingresa en un material, ésta interactúa electromagnéticamente con los electrones que giran alrededor del núcleo y con el propio núcleo, el que tiene carga Ze. La interacción produce principalmente la ionización y la excitación de los átomos que se encuentran en el camino de las partículas así como la correspondiente pérdida de energía de éstas partículas.

Para calcular la pérdida de energía de las partículas cargadas en la materia es conveniente separar el caso de los electrones y el de las partículas mucho más pesadas que el electrón, como son por ejemplo los núcleos.

3.1.1 Partículas más pesadas que el electrón

Una partícula pesada atraviesa la materia prácticamente sin cambiar de dirección de movimiento y modificando el estado de los electrones que vienen a ser los blancos del bombardeo. Los electrones que en primera aproximación pueden ser considerados en reposo son afectados por el campo eléctrico generado por la partícula. La partícula va perdiendo energía a medida que va avanzando. Por ello se define el *poder lineal de frenado* como la energía que la partícula pierde por unidad de distancia avanzada, es decir $\frac{dE}{dx}$, con una variación en función de la energía del proyectil que es representada en la Fig. 3.1

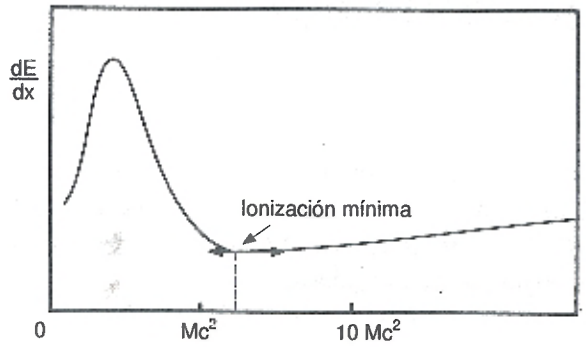


Figura 3.1: Variación del poder lineal de frenado en función de la energía de la partícula

El *camino medio* de una partícula es la distancia media que puede avanzar una partícula de energía inicial E_0 antes de ser parado en el material. Esto se expresa también en lenguaje matemático como

$$\begin{aligned} \overline{R} &= \int_{E_0}^{0} \frac{dx}{dE} \cdot dE \\ &= \int_{E_0}^{0} \left[\frac{dE}{dx}\right]^{-1} \cdot dE. \end{aligned} \tag{3.1}$$

Si las partículas son pesadas, el camino medio se confunde con la longitud de la trayectoria. Si se trata de electrones, las innumerables desviaciones hacen que el camino medio sea mucho menor que la longitud de la trayectoria.

El aspecto estadístico del frenado de las partículas hace que el camino

recorrido tenga una distribución de caminos, lo que corresponde al fenómeno llamado *straggling*.

Transferencia de Energía Lineal. Cuando la atención se concentra en el medio antes que en la partícula importa saber la energía que recibe el medio por unidad de distancia, definida como *transferencia de energía lineal*, TEL:

$$\text{TEL} = \frac{dE_L}{dl}, \tag{3.2}$$

donde dE_L es la energía promedio localmente transferida por la partícula al medio absorbente en una distancia dl. En física médica y en radiología, la unidad usada para el TEL es keV por micra.

Las partículas α pueden tratarse con las relaciones que acabamos de mencionar. Las α son poco penetrantes. En el aire, las más energéticas avanzan algunos centímetros, mientras que en los tejidos avanzan micras ($\mu = 10^{-6}$m).

El rango medio y el rango extrapolado de las partículas α en el aire pueden ser vistos en la Fig. 3.2. El hecho de que las partículas α sean monoenergéticas genera una curva de absorción plana. El aumento del espesor reduce la energía de las αs que pasan por el material. La disminución del número de αs se da en las cercanías del rango. Al final de la curva, la absorción disminuye debido a la distribución estadística de la energía y la dispersión de las partículas en el medio. El rango extrapolado se obtiene prolongando la caída de la curva de absorción como se muestra en la Fig. 3.2.

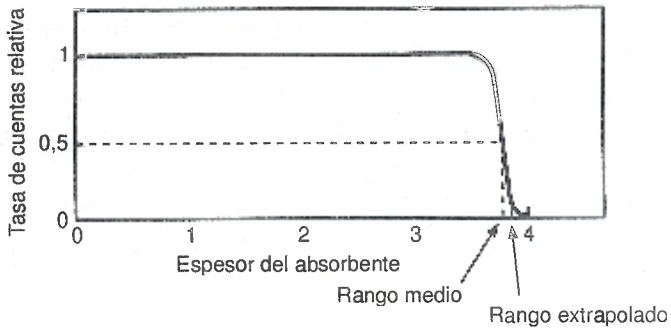


Figura 3.2: Curva de absorción de partículas α

En aire a 0°C y 760 mm de presión, el rango de las partículas α está dado por

$$R \text{ cm} = 0,56E\text{MeV} \quad \text{para } E < 4\text{MeV}, \tag{3.3}$$

$$R \text{ cm} = 1,24E\text{MeV} - 2,62 \quad \text{para } 4 < E < 8\text{MeV}. \tag{3.4}$$

En otro medio, el rango de las αs está dado por

$$R_m \; mg/cm^2 = 0,56A^{1/3}R, \tag{3.5}$$

donde A es el número atómico del medio, y R es el rango de la partícula α en el aire.

3.1.2 Interacción de los electrones con la materia

Otra expresión de la pérdida de energía es el *poder de frenado de masa*, definido como el poder de frenado por densidad del medio, es decir

$$S = \frac{\mathrm{d}E/\mathrm{d}x}{\rho}, \tag{3.6}$$

donde ρ es la densidad del medio absorbente.

Para fines de la física médica es útil definir *poder de frenado de masa relativo* como el poder de frenado de masa del medio, S_{medio} dividido entre el poder de frenado de masa del aire S_{aire}:

$$\rho_m = \frac{S_{\text{medio}}}{S_{\text{aire}}}. \tag{3.7}$$

A su paso por un medio los electrones pierden energía tanto por ionización como por radiación. Cuando una carga sufre una rápida aceleración emite radiación, la que en el caso de los electrones es elevada, debido a que su masa es pequeña. El fenómeno también es conocido como Bremsstrahlung y la probabilidad de que suceda es proporcional al cuadrado de la masa M del proyectil y al cuadrado de Z del medio.

De modo que el poder lineal de desaceleración total es igual al poder de poder de frenado debido a la ionización más el poder de frenado debido a la radiación:

$$\frac{dE}{dx} = \left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{col}} + \left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{rad}}. \tag{3.8}$$

Aproximadamente, la relación entre el poder lineal de frenado por radiación y el poder lineal de frenado por colisión está dado por

$$\frac{\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{rad}}}{\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{col}}} = \frac{Z \cdot E}{1600 m_e c^2}. \tag{3.9}$$

El *rango* o alcance de la radiación en un material se mide colocando entre la fuente y el detector diversos espesores del material. Si en una escala semilogarítmica graficamos el número de cuentas medido por un detector en función del espesor del material, obtenemos una línea recta de una pendiente negativa, la que comienza a levantarse a partir de un determinado espesor. Si prolongamos la recta hasta cruzarse con el eje horizontal X, obtenemos el valor de x correspondiente al rango de partícula. Ver Fig. 3.3.

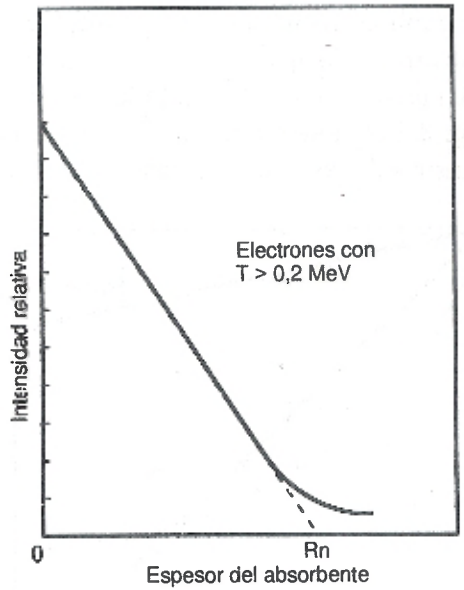


Figura 3.3: Curva de atenuación de electrones monoenergéticos, donde x es el espesor del absorbente, N(x) es es número de electrones que han pasado el espesor x y R_n es el rango extrapolado.

El *espesor medio de absorción* es aquel que absorbe la mitad de las partículas. Aproximadamente este espesor medio es un octavo del rango de las partículas.

Lo que cuenta en el frenado de βs es el número de electrones que encuentra en su camino, es decir en la densidad de área del absorbente. La densidad de área (t_d) es aproximadamente

$$t_d = \rho \times t_l, \tag{3.10}$$

donde t_l es el espesor lineal.

Otra relación práctica para la protección radiológica es la *curva universal del rango R de las partículas β* con energía E, obtenida experimentalmente como

$$R = 412E^{1.265-0.0954\ln E}. \tag{3.11}$$

3.2 Interacción de los rayos γ con la materia

Cuando los rayos gamma atraviesan un material, estos van perdiendo energía, pero, contrario a lo que sucede con las partículas α y β, no son absorbidos. A mayor espesor del material mayor será la pérdida de energía. En la Fig. 3.4 se muestra un gráfico en escala semilogarítmica de la fracción transmitida de radiación gamma en función del espesor

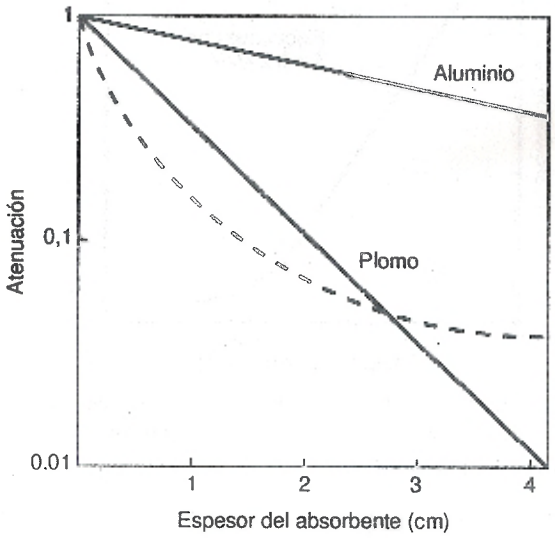


Figura 3.4: Atenuación de γ s monoenergéticos (líneas sólidas) y de rayos multicromáticos (línea punteada).

del material que atraviesa. El resultado es una línea recta para un rayo monoenergético.

Para los rayos monoenergéticos se logra la ecuación

$$\ln I = -\mu t + \ln I_0, \tag{3.12}$$

de lo que resulta

$$\frac{I}{I_0} = e^{-\mu t}, \tag{3.13}$$

donde I_0 es la intensidad del rayo γ al entrar en el absorbente, t es el espesor del material, I es la intensidad transmitida a través de un material de espesor t, y μ es definido como el coeficiente de atenuación.

Si el espesor t es dado en cm, el coeficiente será llamado coeficiente lineal μ_l y estará dado en cm^{-1}; si está dado en $\mathrm{gm/cm^2}$, t será llamado coeficiente de atenuación másica μ_m, y estará dado en $(\mathrm{gm/cm^2})^{-1}$. La relación entre μ_l y μ_m está expresada como

$$\mu_l = \mu \times \rho, \tag{3.14}$$

donde ρ es la densidad del material absorbente.

También se define el coeficiente atómico de atenuación, μ_a, como la fracción de los rayos γ atenuada por un átomo. Esta es obtenida de la relación

$$\mu_a = \frac{\mu_l}{\mathrm{N}}, \tag{3.15}$$

donde N es el número de átomos por cm^3. La atenuación atómica viene a ser la probabilidad de que un γ interactúe con un átomo del material absorbente. Se le llama también *sección eficaz microscópica*, mientras que el coeficiente lineal es llamado *sección eficaz macroscópica* (Σ). Ello nos lleva a la relación

$$\Sigma = \sigma \mathrm{N}. \tag{3.16}$$

Como se ve en la Fig. 3.5 el coeficiente de atenuación varía con Z del material absorbente y la energía del γ, salvo en la región del efecto Compton, donde la atenuación es independiente de Z.

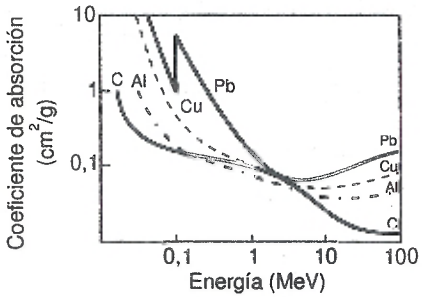


Figura 3.5: Coeficiente de atenuación de γs en función del número atómico y de la energía.

3.2.1 Producción de pares

Debido al intenso campo eléctrico que existen en las cercanías del núcleo atómico, un *gamma* con energía mayor que $2m_0c^2$, donde m_0 es la masa en reposo del electrón, puede desaparecer y dar lugar a un electrón y un positrón. Despreciando la energía de retroceso del átomo, la energía total del par positrón-electrón será

$$Ek_{e^+e^-} = h\nu - 2m_0c^2, \tag{3.17}$$

donde ν es la frecuencia del γ incidente.

La probabilidad o sección eficaz de producción de un par positrón-electrón es aproximadamente proporcional a $Z^2 + Z$. La sección eficaz crece con la energía del fotón entre 1,02 MeV y 5 MeV. Luego crece proporcional al logaritmo de la energía del fotón.

3.2.2 Dispersión Compton

La dipersión Compton es una dipersión elástica entre el fotón y un electrón atómico que por baja energía de ligadura puede ser considerado libre. Si el fotón llegó con la energía hc/λ y un momento lineal $h\lambda$, después de la colisión, el electrón tiene una energía hc/λ' y un momento $h\lambda'$. Ver Fig. 3.6.

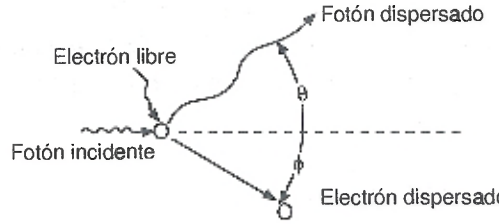


Figura 3.6: Esquema representativo de la dispersión de de Compton

El electrón dispersado constituye una partícula ionizante primaria producida por los fotones. Los fotones de alta energía pierden una elevada fracción de su energía, lo que facilita el trabajo de blindaje.

La probabilidad o sección eficaz total es presentada gráficamente en la Fig. 3.7. El efecto Compton es dominante para valores bajos de Z y para fotones con valores de energía entre 0,2 MeV y algunos MeV.

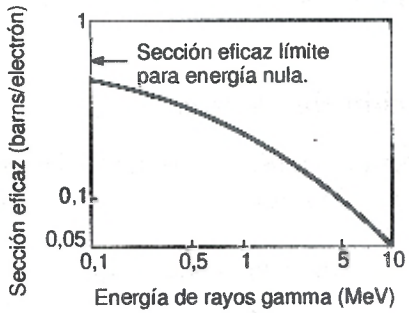


Figura 3.7: Sección eficaz total para un electrón libre.

3.2.3 Efecto fotoeléctrico

El efecto fotoelétrico se da cuando un fotón es absorbido por un electrón ligado, el que sale con una energía cinética dada por

$$E_{\text{fe}} = h\nu - \phi, \tag{3.18}$$

donde ϕ es la energía de ligadura del electrón, la que se transfiere al material a través de la radiación de fluorescencia que da lugar la interacción. Los fotones a los que da lugar esta fluorescencia causan otras

interacciones fotoeléctricas. La sección eficaz de la reacción fotoeléctrica está dada aproximadamente por $Z^4\lambda^3$. Viendo la dependencia de Z, que aumenta con Z, se puede decir que el plomo es un buen blindaje de γ.

3.2.4 Fotodesintegración

La *fotodesintegración* se refiere a la absorción de un fotón por un núcleo, el que generalmente emite un neutrón. Para ello, el rayo γ debe tener una energía mayor que un valor umbral, el que depende del núcleo. Los valores de la energía son elevados y no corresponden a fotones emitidos por radioisótopos, salvo algunas excepciones como es el caso del ^{9}Be, cuyo valor umbral es 1,666 MeV. La reacción ^{9}Be(γ, n)^{8}Be es usada en fuentes de neutrones monoenergéticos.

La fotodesintegración es muy útil en experimentos con aceleradores de partículas. La sección eficaz es baja con respecto a otras reacciones, por lo que no se toma en cuenta para el blindaje.

3.2.5 Combinación de efectos

Considerando las tres reacciones arriba señaladas resulta un coeficiente de atenuación total μ_t dado por

$$\mu_t = \mu_{\rm fe} + \mu_{\rm cs} + \mu_{\rm pp}, \tag{3.19}$$

donde $\mu_{\rm fe}$, $\mu_{\rm cs}$ y $\mu_{\rm pp}$ son los coeficientes de atenuación fotoeléctrica, por efecto Compton y por producción de pares, respectivamente. El coeficiente total de atenuación es usado en cálculos de blindaje.

La ecuación (3.19) considera la energía que pierde el fotón por unidad de distancia del material absorbente. La energía transferida al absorbente. El *coeficiente de absorción de energía* está dada por

$$\mu_{\rm e} = \mu_{\rm fe} + \mu_{\rm ce} + \mu_{\rm pp}\left(\frac{h\nu - 1,02MeV}{h\nu}\right), \tag{3.20}$$

el que es usado en el cálculo de dosis. Ver Fig. 3.8.

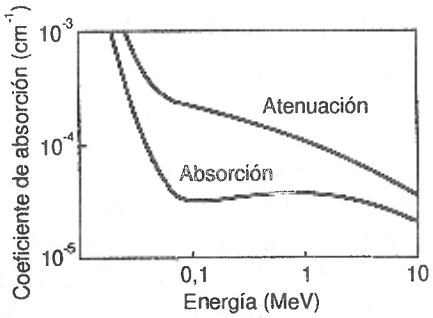


Figura 3.8: Coeficiente de atenuación total y el coeficiente de absorción de energía de rayos γ en función de su energía.

3.3 Interacción de los neutrones con la materia

3.3.1 Dispersión de neutrones

En una colisión elástica entre un neutrón de energía E y velocidad v con un núcleo blanco en reposo de masa A, la energía final E' del neutrón será:

$$\frac{E'}{E} = \frac{A^2 + 1 + 2A\cos\theta}{(A+1)^2} \tag{3.21}$$

donde θ es el ángulo de dispersión en el sistema de centro de masa, E y E' son medidos en el laboratorio. Para $\theta = 0$, $E'/E = 1$. La mayor pérdida de energía se da en el choque frontal, es decir para $\theta = 180°$. En este caso

$$\left(\frac{E'}{E}\right)_{\rm min} = \left(\frac{A-1}{A+1}\right)^2. \tag{3.22}$$

Los neutrones son dispersados varias veces en un medio. Después de n colisiones, el valor promedio de $\ln E'$ es $\ln E'_n$, dado por

$$\ln E'_n = \ln E - n\xi. \tag{3.23}$$

De la ecuación (3.23) se tiene que para n=1

$$\frac{\overline{E'}}{E} = e^{-\xi}. \tag{3.24}$$

La fracción media de la energía transferida al núcleo blanco durante la colisión es

$$f = 1 - \frac{\overline{E'}}{E} = 1 - e^{-\xi}. \tag{3.25}$$

Para el hidrógeno $\xi = 1$, lo que significa que la transferencia energética media al núcleo durante una colisión es 63%. En el caso del C, $\xi = 0.159$, por lo que en promedio un 14,7% de la energía cinética del neutrón es transferida al núcleo. Los núcleos bombardeados adquieren energía cinética convirtiéndose en partículas ionizantes.

La longitud de la línea recta que viaja el neutrón hasta su termalización es llamada *longitud de difusión rápida*. El cuadrado de esta distancia es llamada *edad de Fermi* del neutrón.

La longitud que avanza un neutrón térmico antes de ser absorbido es llamada *longitud de difusión térmica*, L. De modo que la atenuación de un haz de neutrones térmicos por un material de espesor t será

$$n = n_0 e^{-t/L}. \tag{3.26}$$

Los términos de longitud de difusión rápida y longitud de difusión térmica son aplicables para materiales con baja sección eficaz de absorción. Para los que tiene alta sección eficaz de absorción se aplica la fórmula (3.24).

Valores experimentales de la longitud de difusión rápida y la longitud de difusión térmica para algunos materiales son presentados en la tabla 3.1. Para una fuente puntual de n_0 neutrones por segundo en medio esférico, el número de neutrones que salen a la superficie es

$$\phi = \frac{n_0 e^{-R/L}}{4\pi RD}, \tag{3.27}$$

donde R es el radio de medio, L la longitud de difusión térmica y D el coeficiente de difusión.

3.3.2 Absorción de neutrones

A medida que los neutrones van perdiendo energía se acercan a la región térmica o epitérmica, lo que aumenta la probabilidad de absorción. Cuando la energía de los neutrones es pequeña, la sección eficaz de captura es proporcional $1/v$, donde v es la velocidad del neutrón. Así, si

Tabla 3.1: Longitudes de difusión rápida y térmica de algunos materiales. Tomada de *Introduction to Health Physics*, Herman Cember, McGraw-Hill, Inc., 1992.

Material	Longitud de rápida (cm)	Longitud de difusión térmica (cm)	Coeficiente de difusión (cm)
H_2O	5,75	2,88	0,16
D_2O	11	171	0,87
Be	9,9	24	0,50
C(grafito)	17.3	50	0,84

σ_0 es la sección eficaz de absorción a la energía E_0, entonces la sección eficaz en el rango de validez de la ley $1/v$, se tendrá

$$\frac{\sigma}{\sigma_0} = \sqrt{\frac{E_0}{E}}. \tag{3.28}$$

Capítulo 4

Dosimetría de la radiación

En el campo de la radioprotección debe tomarse en cuenta que los efectos de la radiación en los tejidos dependen fuertemente de la energía absorbida. Debe tenerse claro que la *dosis absorbida* y la *exposición* a la radiación están en una relación que depende de la energía de los rayos.

4.1 Dosis

La dosis es una medida de la radiación que recibe o absorbe un medio y que se utiliza indistintamente para expresar dosis absorbida, dosis en órganos, dosis equivalentes, dosis efectiva, dosis comprometida o dosis efectiva comprometida, cuando no es necesario indicar los términos modificantes para definir la cantidad de interés.

Dosis absorbida.- Los daños de la radiación sobre un tejido depende de la energía que absorbe, es decir de la dosis absorbida, la que se define con la expresión

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm}, \tag{4.1}$$

donde $d\varepsilon$ es la energía media entregada por la radiación ionizante en un elemento de volumen dm, que es la masa existente en ese volumen. La dosis absorbida se mide en *Gray* (Gy), definida como joules (J) por kilogramo (kg):

$$1\text{Gy} = 1\text{J/kg}. \tag{4.2}$$

Esta unidad en el sistema internacional (SI) ha reemplazado al *rad* (Radiation Absorbed Dose), que es

$$1\text{rad} = 100\text{ergs/g} = \frac{1\text{Gy}}{100}. \tag{4.3}$$

4.2 Exposición

La actividad de los núcleos no da información de la energía de las partículas emitidas. La energía de la radiación puede ser usada para ionizar, por lo que se habla de radiación ionizante. Si se tiene una fuente radiactiva, ésta genera una *exposición*, X, la que se mide como la carga eléctrica Q generada, dividida entre la masa m de aire en que se produce, es decir,

$$X = \frac{Q}{m}, \tag{4.4}$$

donde Q está dada en coulombs y m en kilogramos. La unidad de exposición sería la cantidad de rayos X o γ que producen 1 coulomb de carga por kg de aire:

$$1 \text{ unidad } X = 1\text{C/kg de aire.} \tag{4.5}$$

Esta unidad es adoptada por la facilidad para medir la ionización en el aire inducida por la radiación. Pero ello es cierto para rayos con energías entre algunos keV y unos 3 MeV. Para valores mayores de energía se usa las unidades de watts por segundo y por m^2.

La unidad de exposición puede convertirse a unidades de energía absorbida por unidad de masa de aire, usando el hecho de que el promedio para generar un ion es 34 eV y que ello corresponde a una carga de $1{,}6\times10^{-19}$ coulombs. Esto implica que

$$1 \text{ unidad } X = 34\text{Gy en aire.} \tag{4.6}$$

A menudo se habla de röntgen (R) como la exposición que da lugar una carga de ionización de una unidad electrostática (SC) en un cm^3 de aire. Entonces

$$1\text{ R} = \frac{1\text{SC}}{0,001293\text{g}} = 2,58\times10^{-4}\text{C/kg}. \tag{4.7}$$

La relación entre una unidad de exposición X y el röntgen es

$$1\text{unidad } X = 3881\text{R}. \tag{4.8}$$

Si la fuente de actividad $\mathcal{A}$ emite gammas de varios valores de energía y de intensidad, y se encuentra a la distancia d del cm^3 de aire donde se mide la exposición, entonces la tasa de exposición será

$$\frac{\Delta X}{\Delta t} = \Gamma\frac{\mathcal{A}}{\text{d}^2}, \tag{4.9}$$

donde Γ es la *constante específica de rayos* γ, que depende de características de emisión γ de cada radionuclido, como la fracción de rayos γ con cada energía y el poder de ionización para esa energía.

4.3 Medición de la exposición

Para medir la exposición de acuerdo a la definición se considera un volumen de aire y un sistema eléctrico de colección de cargas generadas en la ionización. Esto debe ser de tal forma que sólo las cargas primarias sean colectadas. Para ello, el volumen de aire es sometido a un campo eléctrico suficientemente pequeño como para no dar lugar a la colección de cargas secundarias y suficientemente alto como para colectar iones antes de su recombinación.

De la corriente eléctrica se deduce el número de iones generados por la interacción con la radiación X o γ. De esta corriente se deriva entonces la tasa de dosis.

En el diseño de un sistema de medición de la exposición como el que hemos mencionado debe asegurarse que toda la energía se disipe en el volumen de aire.

Entre los sistemas de medición de exposición se tiene las cámaras de ionización, consistentes escencialmente de dos placas paralelas entre las que se tiene el volumen de aire.

Estas cámaras de ionización son de dimensiones de decenas de cm. Para fines prácticos se cuenta con instrumentos portátiles, los que contienen material con un comportamiento similar al del aire comprimido. Estos instrumentos de algunos centímetros de longitud sirven para uso

de campo. La cámara de ionización de bolsillo funciona como condensador. Ante el paso de la corriene varía el voltaje en una cantidad que es proporcional a la exposición de radiación.

Los dos tipos de instrumentos que acabamos de mencionar son elaborados tomando en cuenta las energías de la radiación, de modo que sus dimensiones sean calculadas en forma óptima.

4.4 Relación entre exposición y dosis

La absorción de energía de la radiación es aproximademnte proporcional a la densidad electrónica del medio.

Dado que la exposición está medida por la absorción en el aire, cuya unidad corresponde a 34 Gy en aire, y la dosis es la absorción por un tejido, entonces en un punto de tejido, la tasa de dosis será

$$\dot{D} = 34 \times \frac{\mu_m \rho_a}{\mu_a \rho_m} \times \dot{X} Gy/s, \tag{4.10}$$

donde μ_a y μ_m son los coeficientes de absorción de energía del aire y el tejido, respectivamente; y ρ_a y ρ_m las densidades del aire y del tejido, respectivamente.

Entre 0,1 y 10 MeV, la absorción se da por interacción Compton y la sección eficaz de esta interacción depende de la densidad electrónica del medio absorbente, por lo que la tasa de dosis es aproximadamente constante.

Para valores menores de energía, la interacción es predominantemente fotoeléctrica, cuya sección eficaz aumenta con el número atómico del medio absorbente.

En la Fig. 4.1 se muestra la dosis absorbida por exposición de huesos, grasas y músculo.

4.5 Kerma

El daño sobre un tejido debido a la radiación, donde se produce dispersión, depende sólo de la energía absorbida localmente en el tejido. Por ello debe diferenciarse el *kerma*, que mide la energía transferida, y la *dosis*, referida a energía absorbida.

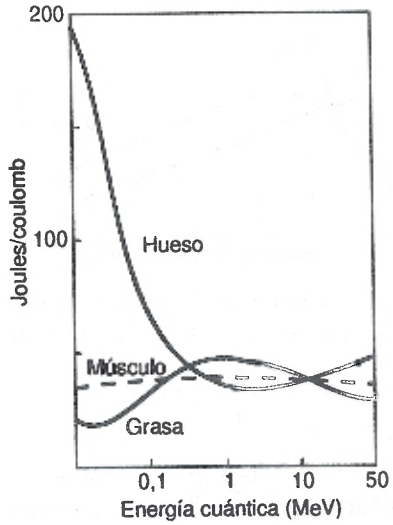


Figura 4.1: Absorción de energía por unidad X de exposición para varios tejidos.

Un fotón o un neutrón puede transferir su energía a una partícula cargada del tejido y éstas luego depositan su energía en el tejido.

En ese marco se define $dE_{\rm tr}$ como la suma de todas las energías cinéticas iniciales de las partículas cargadas generadas por fotones o neutrones en una región de masa dm. Entonces el *kerma* será

$$\mathrm{K} = \frac{dE_{\rm tr}}{dm}. \tag{4.11}$$

A la entrada de los fotones en un medio, el kerma será menor que la dosis absorbida. A cierta profundidad de penetración, el kerma será mayor que la dosis. Esto se explica en función de la condición de equilibrio de partículas cargadas (EPC). En un punto p centrado en un volumen V existe la condición EPC cuando cada partícula que lleva cierta energía de V es reemplazada por otra partícula idéntica que introduce la misma cantidad de energía. Si existe la condición CPE, entonces la dosis es igual al kerma ($D = K$), siempre y cuando la radiación de bremsstrahlung producida por las partículas secundarias sea mínima. Ver Fig. 4.2.

Si definimos la fluencia de partículas Φ como el número de partículas que entran en una esfera de área transversal de 1 cm^2, entonces

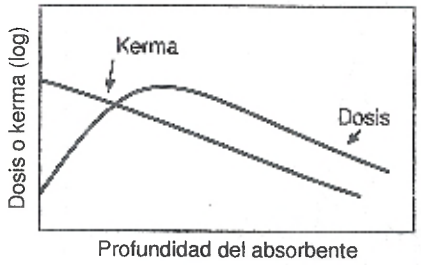


Figura 4.2: Representación esquemática del logaritmo de la dosis o del kerma en función de la profundidad de penetración de la radiación.

$$K = \Phi \frac{\mu}{\rho}({}_{\rm av}E_{\rm tr}), \tag{4.12}$$

donde ${}_{\rm av}E_{\rm tr}$ es la energía transferida por colisión.

En forma similar se tendrá que la dosis absorbida será

$$D = \Phi \frac{\mu}{\rho}({}_{\rm av}E_{\rm ab}), \tag{4.13}$$

donde ${}_{\rm av}E_{\rm ab}$ es la energía absorbida por colisión.

4.6 Deposición interna de radioisótopos

Si se tiene un cuerpo de dimensión infinita donde hay radioisótopos, la concentración de dosis absorbida corresponderá a la concentración de esos radioisótopos. En ese marco se define la *energía efectiva específica* como la energía absorbida por unidad de masa por transformación.

Un cuerpo es considerado infinito si sus dimensiones exceden el rango de la radiación emitida por el radioisótopo. En caso de radiación de corto rango como la α y β,

$$\text{EEE} = \frac{\overline{E}}{m}, \tag{4.14}$$

donde $\overline{E}$ es la energía promedio emitida por los radioisótopos y m es la masa del tejido.

En un órgano la cantidad de radioisótopos varía debido al decaimiento y a su eliminación en el proceso biológico. Si la cantidad inicial es Q_0, en un tiempo t será

$$Q = Q_0 e^{-(\lambda_R + \lambda_B)t}, \tag{4.15}$$

donde λ_R es la constante de decaimiento radiactiva y λ_B es la constante de eliminación biológica. A partir de ello se define la constante *efectiva* de eliminación

$$\lambda_E = \lambda_R + \lambda_B, \tag{4.16}$$

y el período *efectivo* de semidesintegración, T_E, como

$$T_E = \frac{0.693}{\lambda_E}. \tag{4.17}$$

4.7 Dosis total

Si $\dot{D}_0$ es es la tasa de dosis inicial, después de un tiempo t será

$$\dot{D} = \dot{D}_0 e^{-\lambda_E t}. \tag{4.18}$$

La dosis total desde el inicio hasta el tiempo τ está dada por

$$D = \int_0^\tau \dot{D} dt, \tag{4.19}$$

lo que resulta

$$D = \frac{\dot{D}_0}{\lambda_E}(1 - e^{-\lambda_E \tau}). \tag{4.20}$$

Si el tiempo es alrededor de 6 períodos de semidesintegración, éste es considerado infinito, por lo que en ese tiempo la dosis total sería

$$D = \frac{\dot{D}_0}{\lambda_E}. \tag{4.21}$$

Para emisores de radiación γ, debido a que ésta es penetrante, no se puede asumir que el cuerpo es infinito. Sólo una fracción de la radiación es absorbida por el tejido.

Si se tiene un radioisótopo emisor γ uniformemente distribuido, la tasa de dosis en cualquier punto p debido al radiosiótopo en un volumen infinitesimal dV, en cualquier otro punto a una distancia r del punto p, es

$$dD = C\Gamma \frac{e^{-\mu r}}{r^2} dV, \tag{4.22}$$

donde C es la concentración del isótopo, Γ es la emisión específica de rayos γ y μ es el coeficiente de absorción lineal de energía.

La tasa de dosis en el punto p debido a toda la distribución radioisotópica en el tejido es

$$D = C\Gamma \int_0^V \frac{e^{-\mu r}}{r^2} dV, \tag{4.23}$$

donde V es el volumen del tejido.

4.8 Método MIRD de cálculo de la dosis interna

El Comité de Dosis Médica de Irradiación Interna de la Sociedad de Medicina Nuclear (MIRD) ha propuesto un procedimiento basado en el método Monte Carlo para calcular la dosis que un órgano fuente, S, entrega a un órgano blanco, T.

En la simulación Monte Carlo se sigue a los fotones desde su emisión hasta su absorción, teniendo en cuenta todas las problables interacciones con el medio. Como hipótesis inicial se tiene la distribución uniforme del radioisótopo en el órgano S. Luego se simula la emisión del fotón y en cada punto de su trayectoria se asume un tipo de interacción, de acuerdo a su probabilidad, la que depende de su energía y de las características del medio. En la interacción, la partícula transfiere energía al medio y es dispersada en otra dirección y con una energía inferior.

Como resultado de la simulación se tiene la energía emitida por la fuente y la absorbida por el blanco. Entonces se define la

$$\text{fracción absorbida} = \frac{\text{energía absorbida por el blanco}}{\text{energía emitida por la fuente}}. \tag{4.24}$$

El MIRD ha publicado valores de las fracciones de dosis absorbidas de fotones para fuentes puntuales isotrópicas y para fuentes uniformemente disribuidas en aguas y tejidos de formas esféricas, cilíndricas y elipsoidales[1]

[1] Ver por ejemplo, G.L. Brownell et al., *J. Nuclear Medicine*, suplemento No. 1, MIRD Pamphlet No. 3, 1968.

Si se tiene una fuente de rayos γ con varios valores de energía, la energía absorbida por un tejido será

$$E_e(\gamma) = \sum E_{\gamma i} \times n_i \times \phi_i, \tag{4.25}$$

donde $E_e(\gamma)$ es la energía absorbida, $E_{\gamma i}$ es la energía del $i$ésimo fotón, n_i es el número de fotones de la $i$ésima energía y ϕ_i es la fracción absorbida del fotón con la $i$ésima energía.

4.9 Dosis neutrónica

La dosis absorbida de un haz de neutrones es calculada considerando que todos los neutrones interactúan con el tejido. Los neutrones térmicos son rápidamente capturados. Los neutrones rápidos, con energía hasta 20 MeV, el mecanismo principal de transferencia de energía es la colisión elástica. En este caso, los núcleos dispersados disipan su energía en el vecindario de la primera interacción neutrónica. La dosis de radiación absorbida es llamada dosis de primera colisión y es determinada enteramente por el flujo primario de neutrones.

Para neutrones rápidos, la dosis de primera colisión de neutrones de energía E es

$$\dot{D}_n(E) = \phi(E) E \Sigma N_i \sigma_i f_i, \tag{4.26}$$

donde ϕ es el flujo de neutrones cuya energía es E. N_i es el número de átomos por kilogramo del $i$ésimo elemento, σ_i es la sección eficaz del $i$ésimo elemento para neutrones de energía E y f es la energía fraccional media transferida de neutrones a los átomos dispersados durante la colisión con el neutrón.

Capítulo 5

Instrumentos de medición de dosis

La radiación no se puede ver, escuchar ni oler. La manera de detectarla es usando instrumentos específicos, diseñados tomando en cuenta la interacción de la radiación con un medio que puede ser un gas -mediante ionización- o una película -midiendo su densidad.

Se trata de determinar la cantidad, la tasa y la distribución de la radiación emitida por una fuente. Un dosímetro nos permite medir la exposición a la radiactividad. En radioterapia es fundamental calcular la dosis que recibirá el paciente en función del tumor que se desea atacar.

Para el monitoreo del aire se usan cámaras de ionización y contadores Geiger. El personal que trabaja con fuentes debe usar constantemente monitores personales. Los visitantes a centros donde se trabaja con radiactividad deben usar también monitores personales.

Hay tres tipos de monitores de campo: la cámara de ionización, el detector Geiger Müller y el detector de centelleo portátil. Cada uno de estos tiene sus propias características y sensibilidades para la detección de radiactividad.

En lo que respecta a monitores personales, se tiene tres tipos básicos: los detectores de película, los dosímetros termoluminiscentes y las cámaras de ionización de bolsillo.

5.1 Cámaras de ionización

Una cámara de ionización consiste de una fuente de tensión, V, una alta resistencia, R, y una cámara de conteo llena de gas (generalmente helio o argón), D, el cual tiene dos electrodos coaxiales que están bien aislados uno de cada otro. El circuito tiene una capacitancia asociada, C. Ver Fig 5.1.

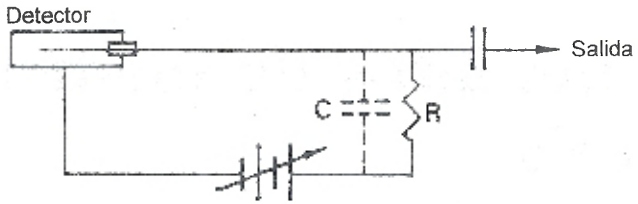


Figura 5.1: Circuito de una cámara de ionización

En una cámara de ionización, la radiación es detectada por los iones que produce en el gas a su paso y que son colectados por los electrodos.

Si la constante de relajación, RC, es mucho mayor que el tiempo de recolección de los iones, aparecerá un pulso de voltaje de magnitud

$$V = \frac{Q}{C}, \tag{5.1}$$

donde Q es la carga total colectada y C la capacitancia del circuito como lo muestra la curva superior de la Fig. 5.2. Para poder separar los pulsos correspondientes a cada rayo es necesario que RC sea mucho menor que el tiempo de colección de iones.

Las cámaras de ionización son usadas para determinar la tasas de exposición en miliröntgens por hora. Estos detectores son usados por ejemplo para medir la cantidad de radiación que recibe el personal médico o visitantes que se encuentran en la habitación de un paciente que tiene una implantación radiactiva. Son buenos detectores de rayos X y rayos gamma así como radiación beta de alta energía. No son apropiados para detectar bajos niveles de radiactividad.

En la cámara de ionización, el voltaje V es suficientemente bajo como para que -antes de que se recombinen en una fracción significativa- los

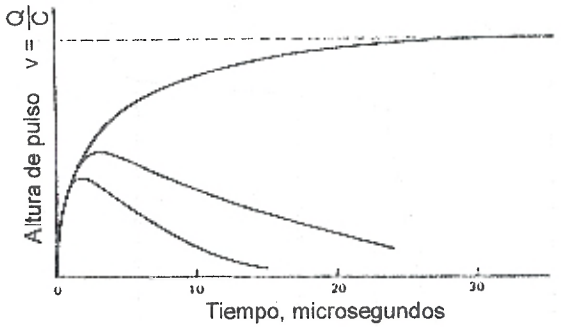


Figura 5.2: Dependencia de la forma del pulso de la constante de relajación del circuito. La curva superior es para RC muy grande respecto al tiempo de colección, la curva intermedia para RC es menor que el tiempo de colección y la inferior para RC mucho menor que el tiempo de colección

iones positivos sean colectados por el cátodo exterior, mientras que los iones negativos, o electrones, sean colectados por el ánodo central.

El tamaño del pulso en la cámara de ionización depende del número de iones producidos en la cámara. Este hecho permite distinguir entre las radiaciones tipos α, β y γ.

5.2 Contadores Geiger

Un contador Geiger también está compuesto de una sonda llena de gas (generalmente helio, argón o neón) bajo presión. El cátodo es cilíndrico y el ánodo se encuentra en el eje del cilindro. La sonda tiene una ventana muy delgada que permite el paso de partículas α, β y γ.

En el contador Geiger, el voltaje es suficientemente elevado como para producir avalanchas a lo largo de todo el ánodo. La altura de los pulsos es la misma, independientemente de la naturaleza de las partículas primarias ionizantes. Esto hace que el contador no identifique los tipos de radiación.

Los detectores Geiger Müller sirven para detectar fuentes de radiactividad y contaminación de bajo nivel radiactivo. No son apropiados para medir tasas de exposición. La tasa de exposición es independiente del voltaje. En la Fig. 5.3 se presenta la curvas características de operación de un contador Geiger. La pendiente es, en porcientos, el aumento de la tasa de conteo por un aumento de 100 V de tensión

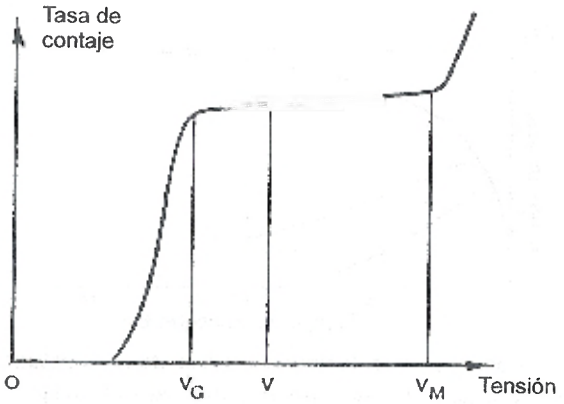


Figura 5.3: Curvas características de un contador Geiger- Müller

aplicada. Para pendientes mayores de 5 %, el detector debe considerarse de mala calidad. Un buen contador tiene un plateau de 400 V.

La duración de vida es de unos 10^9 a 10^{10} impulsiones. El deterioro es debido a la descomposición progresiva de las moléculas durantes las descargas.

5.3 Contador de centelleo

El contador de centelleo usa un cristal que genera fotones de luz ante la exposición. Los fotones son llevados por una guia de luz hacia el fotocátodo. Los electrones producidos son multiplicados por los dínodos, llegando al ánodo donde se produce un pulso que luego es analizado por un circuito asociado.

El contador de centelleo es el detector más sensible de radiación X y radiación γ. La sensibilidad lo convierte en un instrumento útil para la detección de fuentes perdidas.

El sensor centellador es una sustancia radio-luminiscente, produce fotones a lo largo de la trayectoria de una partícula cargada que la atraviesa. La emisión de luz se dan en la red cristalina - en el caso de centelladores inorgánicos. También se dan en las moléculas -centelladores orgánicos- o los átomos -centelledores gaseosos.

El fotocátodo tiene una capa fotosensible en el interior de la ventana de entrada al tubo; esta ventana es plana y espesor constante. Para la

eficiencia del fotocátodo debe tomarse en cuenta la transmisión de la ventana, la absorbancia del cátodo y la eficiencia fotoelétrica (emisión de electrones por absorción de luz) del cátodo.

Para la calidad del tubo es importante el paso del fotocátodo al primer dínodo. Este paso contribuye bastante a la dispersión temporal de los fotoelectrones, por lo tanto a la dispersión del paso en el tubo.

En cada dínodo se tiene una ganancia por la emisión secundaria en la superficie cuyas características dependen de la naturaleza de la superficie del dínodo y la energía cinética del electrón incidente entregada por la diferencia de potencial entre dos etapas sucesivas.

Las imperfecciones de los fotomultiplicadores tienen su origen en el fenómeno de fatiga, es decir la modificación de la ganancia con el tiempo, y el ruido de fondo, debido a la emisión termoiónica desde el fotocátodo.

5.4 Dosímetro de película

Los dosímetros de película son portátiles, usados desde los años 40, sobre todo para medir la irradiación en todo el cuerpo. Una película es colocada en una plaquita portadora que contiene varios filtros metálicos que permiten estimar el dosaje y la energía de la radiación. Esto también permite determinar la exposición posterior y retrodispersada. En la Fig. 5.4 se presenta una curva usada para determinar la dosis.

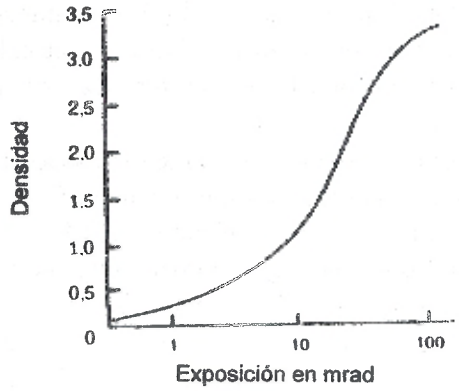


Figura 5.4: Curvas características de un dosímetro de película.

Las películas de la placa portadora deben ser cambiadas mensualmente debido a que son afectadas por los cambios de humedad y temperatura. Las películas son sensibles a 0,1 mSv y son más sensibles a una energía de 50 keV. Esto no presenta dificultades desde que son destinados a medir radiación dispersada.

Los dosímetros de película son usados contando con uno de control colocado fuera del campo de radiación, de modo que si hay una modificación por temperatura o humedad pueda tomarse en cuenta.

La plaquita portadora es colocada normalmente a la altura del esternón, salvo otras directivas del oficial de seguridad. No debe dejarse el dosímetro de película en lugares con radiactividad o a la intemperie donde llegan la radiaciones cósmicas.

La lectura de los dosímetros son llevados a informes que se ponen en conocimientos del oficial de seguridad, el que debe tomar las medidas en caso de anormalidades.

La ventaja de los dosímetros de película es que son fáciles de manipular y de procesar. Sus desventajas comprenden el hecho que debe esperarse para leerlos y que son precisos sólo a los 10 mrem o más; asimismo son sensibles a la humedad, la temperatura y la luz que puede filtrarse.

5.5 Dosímetros termoluminiscentes

Los dosímetros termoluminiscentes (TLD) usan fluoruro de litio (LiF), el que almacena la energía radiante, liberada con calentamiento. Esta energía es emitida como luz, la que es medida por un dispositivo que registra la exposición.

El dosímetro termoluminiscente puede ser usado hasta 3 meses y reusado. Los TLDs son más sensibles que las películas hasta 0,05 mSv. El calor en baja cantidad tienen poco efecto en el TLD. Cantidades muy altas de calor pueden hacer que registre menos exposición que la realmente recibida. Recordemos que el calor vela los dosímetros de película.

La mayor desventaja del TLD es que no proporciona un registro permanente como si es el caso de la película. El costo inicial del TLD es alto, aunque se compensa porque puede ser reutilizado.

El TLD se presta para usarlo en la mano como anillo, lo que es

apropiado para los que manipulan sustancias radiactivas en medicina nuclear.

5.6 Cámaras de ionización de bolsillo

Cuando se desea conocer inmediatamente la dosis recibida se puede usar las cámaras de ionización de bolsillo. La desventaja de este tipo de monitor es que requiere calibración diaria y si la dosis excede el rango del dosímetro no se puede determinar la cantidad de exposición adicional. Estos detectores son frágiles y sólo detectan rayos X y gammas.

La cámaras de ionización de bolsillo se usan para cortos períodos, como la visita de un laboratorio. En este monitor un electrodo es estacionario y el otro móvil es como un cabello. A mayor cantidad de iones mayor movimiento. El dosímetro puede leerse con ayuda de luz sobre el cargador o colocándolo a contraluz. Ver Fig. 5.5.

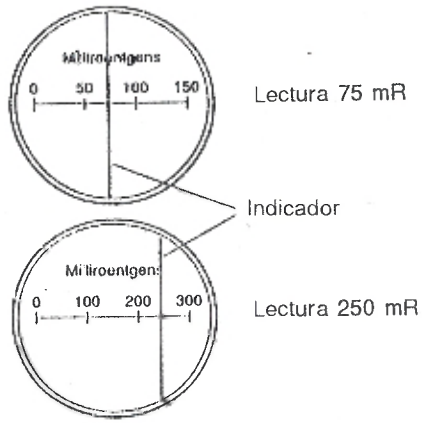


Figura 5.5: Lectura de dosímetros consistentes de cámara de ionización móvil.

Capítulo 6

Efectos biológicos de la radiación

6.1 Tipos de efectos de la radiación

Desde el punto de vista radiológico, los efectos de la radiación pueden ser *estocásticos* o *determinísticos*.

Los efectos determinísticos tienen tres características. En primer lugar, los efectos se presentan a partir de una dosis mínima y en un corto período de latencia. La magnitud del efecto aumenta con la dosis. Finalmente, se establece una relación clara entre el agente causante y el efecto. La dependencia de la fracción de personas afectadas en función de la dosis se presenta en la Fig. 6.1. Como se observa en esta figura, puede definirse un *umbral* de dosis a partir del cual se tiene el efecto.

Si con una determinada dosis, el 50% de las personas irradiadas mueren después de 40 días, se le define entonces como la dosis LD-50/40.

Los efectos estocásticos ocurren en forma probabilística y las causas no son identificadas inequívocamente. Entre los efectos biológicos estocásticos de la radiación tenemos el cáncer y los efectos genéticos. La probabilidad de ocurrencia del efecto es proporcional a la dosis recibida.

Ante la generación de cáncer no se puede decir con certeza que éste fue ocasionado por la radiación, pero sí puede estimarse la probabilidad de que ese cáncer haya sido producido por la radiación a cierta dosis. En la Fig. 6.1 se muestra la relación lineal entre la dosis y la proporción

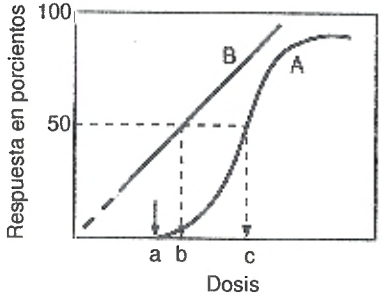


Figura 6.1: Curva respuesta-dosis con *umbral* (A) para efectos biológicos; donde se presenta el umbral (a), la dosis media (c), llamada dosis 50%. La curva B es una curva de respuesta lineal, donde el punto b es la dosis 50% del efecto biológico con umbral cero.

de individuos irradiados que desarrollan un efecto estocástico.

Desde el punto de vista biológico, los efectos de la radiación pueden ser *somáticos* -cuando afectan a cualquier tejido del cuerpo- y *genético* -cuando afectan tejidos reproductores como oovocitos y espermadiatos.

El cáncer o un cambio genético puede iniciarse con la modificación de la información genética de una célula. Puede decirse entonces que una sola molécula perniciosa o un solo fotón puede iniciar el cáncer o un cambio genético.

6.2 Acciones directas e indirectas

Los efectos estocásticos de la radiación, llamados también con *umbral cero*, son resultado del daño sobre una molécula por ionización y excitación, lo que produce su disociación. Si la mutación ocurre en una célula germinal, ésta es transmitida a las células de las siguientes generaciones. Si se trata de una célula somática, el cambio pasará a la célula hija.

Para dosis por encima de 250 mGy (25 rads), la frecuencia de la mutación genética es proporcional a la dosis. Por debajo de esa dosis, la probabilidad es tan baja que es difícil de detectar.

Los efectos indirectos de la radiación se producen cuando ésta da lugar a radicales libres en el agua, los que pueden luego afectar otras

moléculas. En este tipo de reacciones se produce, por ejemplo, peróxido de hidrógeno, el que tiene una relativa estabilidad y es un poderoso agente oxidante, pudiendo afectar moléculas que no recibieron directamente la radiactividad.

6.3 Efectos de la radiación

Las exposiciones a la radiación pueden ser i) *aguda*, generada por alta dosis durante un corto tiempo y con efectos casi inmediatos e ii) *continua*, de bajo nivel, cuyos resultados pueden ser después de varios años.

6.3.1 Efectos agudos

Los efectos agudos pueden ser hemopáticos, gastrointestinales y del sistema nervioso central, los que generalmente se manifiestan en náuseas, malestar y fatiga, alta temperatura y cambios en la sangre, radiodermitis, cataratas, ceguera, esterilidad parcial, daños a órganos nobles (intestinos, hígado, bazo, huesos, páncreas, tiroides).

Los cambios sanguíneos se produen generalmente a partir de dosis de 250 a 599 mGy.

Los glóbulos blancos, llamadas leucocitos, que se encuentran en un número de 7000/mm^3, defienden el cuerpo contra infecciones. Los glóbulos blancos pueden ser granulocitos (70 - 75%) o linfocitos (25 -30%). Los granulocitos son producidos en la médula ósea y viven unos tres días.

Los glóbulos rojos se encuentran en la sangre en un número de 5 millones por mm^3, teniendo la función de llevar oxígeno de los pulmones a las células y transportar el CO_2 de las células a los pulmones para ser expulsado.

Además se tiene los eritrocitos, formados en la médula, con una vida de 90-120 días y los trombocitos, elaborados en la médula, con una vida de 8-12 días, en un número de 200,000 - 400,000/mm^3.

Una dosis elevada produce durante un día un aumento transitorio de los granulocitos, seguida de una disminución que llega a su mínimo en varias semanas y recuperar su nivel en varias semanas o meses. En cambio, los glóbulos rojos se mantienen inalterables hasta una semana

después de la exposición. Los eritrocitos disminuyen hasta un mínimo en uno o dos meses y se recuperan en unas semanas. Las plaquetas disminuyen durante un mes y se recuperan en varios meses.

Para dosis de 2Gy aparecen efectos hemopáticos, caracterizados por depresión de la médula ósea, náuseas y vómitos, malestar y fatiga. Entre la segunda y tercera semana se pierde el cabello. En uno o dos meses el irradiado muere.

Con una dosis de 10 Gy, se produce el síndrome gastrointestinal. Abruptamente aparecen los síntomas hemopáticos, con náuseas, diarrea y vómitos inmediatos seguidos de muerte en una o dos semanas.

Con una dosis mayor de 20 Gy se produce daños del sistema nervioso central y de otros órganos. El irradiado pierde el conocimiento y muere en horas o días.

La radiación afecta la piel. Una exposición de 77 mC/kg de rayos X de baja energía produce eritemas. Mayores dosis generan pigmentaciones, epilaciones, necrosis y ulceración.

Los órganos reproductores son particularmente sensibles. Una dosis de 300 mGy a los testículos producen esterilidad temporal. En las mujeres, la irradiación sobre los ovarios genera esterilidad que se manifiesta en el cese de menstruación.

6.3.2 Efectos retardados

Los efectos retardados resultan de una simple sobreexposición grande o de una sobreexposición baja continua durante largo tiempo. Esta puede ser por irradiación externa o por inhalación o ingestión de un radioisótopo, el que es procesado por el cuerpo de acuerdo a su comportamiento químico, pudiendo alojarse en ciertos órganos o tejidos.

Cáncer.- Entre los efectos retardados se tiene el cáncer que frecuentemente ataca el sistema hemopático, tiroides, hueso y piel. El tumor aparece unos 5 a 20 años después de la exposición. Entre las víctimas aparecen mayormente personal médico que trabaja con rayos X. Una de las formas conocidas es el cáncer a los dedos en los dentistas que usaban rayos X para tomar radiografías dentales.

Los datos para casos de bajas dosis no son concluyentes. Por ello se extrapola los datos obtenidos en dosis altas. El modelo de umbral cero sugiere que en un millón de personas que han recibido una dosis de

10 milisievert, se observa 125 casos más que lo normal en decesos por cáncer. Lo normal es 206,600 muertes por cáncer.

Leucemia.- Entre los médicos y radiólogos que han usado rayos X se observa una mayor proporción de casos de leucemia que entre los que no han usado rayos X en su trabajo. Se observan casos de leucemia entre pacientes que han recibido tratamiento de rayos X para algunos tipos de reumatismo.

Aún no está esclarecido si existe un umbral no cero para la leucemia. En Hiroshima se observó que entre 0,2 y 0,4 Gy se dio casos de leucemia. En Nagasaki no se vio incidencia de leucemia en irradiados con menos de 1Gy. Esta diferencia se atribuye a la dosis neutrónica en Hiroshima, la que fue casi nula en Nagasaki.

Se ha encontrado que los fetos son 10 veces más sensibles que los individuos después del parto. En todo caso, los estudios en bajas dosis no son concluyentes y se estima que las bajas dosis son poco inducentes de leucemia.

Cáncer óseo.- Varias jóvenes que trabajaron pintando lineas luminosas en base a un compuesto de radio con cristales de ZnS, en los años 1920, murieron de anemia y con degeneración de los huesos mandibulares. Estas personas usaban los labios para darle forma fina a la punta del pincel. Lo mismo ocurrió con pacientes que fueron inyectados con radio para fines terapéuticos. Se demostró que el radio era retenido por los huesos. Cantidades significantes de radio fueron encontrados en los huesos de las víctimas 25 a 35 años más tarde. El estroncio radiactivo, el bario y el radio son químicamente similares al calcio, por lo que se integran a la estructura ósea y en la epífisis. Los productos de fisión ^{144}Ce y ^{144}Pr también se acumulan en la estructura mineral del hueso. El plutonio tiene un comportamiento similar en el sistema óseo. Los radioisótopos que se acumulan en el hueso pueden dañar los tejidos hemopáticos de la médula ósea. Los animales inyectados con estas sustancias en cantidades suficientes terminan sufriendo de cáncer óseo.

Cáncer pulmonar.- En minas de pechblenda, a partir del radio se genera el radón, el que es radiactivo. Por otro lado, el radón decae en otros productos radiactivos. En consecuencia, los mineros aspiran estas sustancias radiactivas. En dos minas europeas, con una concentración de radón en el aire de $1 \times 10^5 \mathrm{Bq/m^3}$, se ha generado un alto porcentaje de casos de cáncer al pulmón en los mineros quince años después que

comenzaron a trabajar. Experimentos con ratones mostraron definitivamente que el radón inhalado producía cáncer al pulmón. La deposición de otras sustancias radiactivas en el pulmón también produce cáncer.

6.4 Efectos genéticos

La información genética se encuentra en los cromosomas de todas las células. En la unión del espermatozoide con el óvulo, cada uno de estos contribuye con 23 cromosomas para formar la célula que dará lugar al nuevo ser humano. Los cromosomas están compuestos por genes, que son constituidos por una macromolécula de ácido desoxirribonucleico (ADN).

El ADN está constituido por una estructura llamada α-élice compuesta de azúcares y fosfatos, unidas por las bases. Las bases son adenina (A), guanina (G), citosina (C) y timina (T). Estas se colocan en pares A-T y C-G para unir las dos espirales. La unidad de información está dada en tripletes de estos pares. Una sucesión ordenada de estos tripletes nos da la información genética.

Por agentes físicos o químicos puede producirse la ruptura de la secuencia de bases, lo que da lugar a una modificación de la información en la célula afectada, que influye en sus descendientes. Si se tratara de una célula germinal, que luego es fertilizada entonces puede generar efectos genéticos en el nuevo ser.

Además puede producirse aberraciones cromosómicas como producto de la ruptura de cromosomas y su defectuosa reconstrucción. Estas aberraciones generalmente incapacitan a las células para reproducirse.

Estudios empíricos sugieren que no hay umbral para los efectos genéticos de la radiación. Los genetistas estiman que para dosis entre 0,5 y 2,5 Gy, la tasa de mutaciones se duplica.

6.5 Riesgos estimados

En el campo de los riesgos tecnológicos potenciales se consideran los riesgos percibidos y los riesgos reales. Para las bajas dosis, los riesgos son deducidos estudiando poblaciones numerosas. En 1980, el Comité

de la Academia Nacional de Ciencias sobre los *Efectos en Poblaciones de Exposiciones a Bajo Nivel de Radiación Ionizante* publicó un informe conocido como informe BEIR *Biological Effects on Populations of Exposure to Low-Levels of Ionizing Radiation* III. En este informe, los miembros del Comité se muestran de acuerdo con la relación de las altas dosis (1 Gy) con efectos como el cáncer. También estuvieron de acuerdo en afirmar que dosis de fondo (1 mGy) por año sería indistinguible con los efectos generados por el fondo. El comité estuvo de acuerdo con la ausencia de efectos genéticos en el hombre. La fuente de datos para este análisis fueron obtenidos de los irradiados en Hiroshima y Nagasaki, personas irradiadas para fines terapéuticos y personas ocupacionalmente expuestos.

Los riesgos genéticos han sido estimados a partir de experimentos en animales. Un método es el llamado de la *dosis dobladora*. El comité BEIR III estimó que la dosis dobladora es entre 0,5 y 2,5 Sv, que corresponde a un riesgo relativo de mutación de 0,002 a 0,004 por rem.

El otro método, el método directo, realizado con ratones, lleva a un estimado de que una dosis de 0,01 Sv a cada padre antes de la concepción genera unos 5 a 65 desórdenes genéticos por millones de nacimientos durante la primera generación.

6.6 Eficacia biológica relativa y factor de calidad

Cada tipo de la radiación ionizante tiene un determinado efecto en tejidos humanos, dependiendo de la cantidad de energía que transfiere a los tejidos. Por ejemplo, para igual dosis, los neutrones son más efectivos que los rayos X para producir cataratas y la radiación alfa es más tóxica que la radiación beta y la radiación gamma. Por ello se define la *eficacia biológica relativa* (RBE), como la tasa de la dosis de cierta radiación a la dosis de rayos X que producen el mismo efecto. Para mayor facilidad se define el *factor de calidad* (QF), el que es calculado para un tipo y energía dados de radiación, de acuerdo a la energía depositada por unidad de longitud. La radiación que deposita poca energía por unidad de longitud (caso de γs) tiene QF aproximadamente 1, mientras la radiación que deposita mucha energía tiene QF que va hasta 20 (caso de α).

El efecto de la radiación sobre tejidos biológicos depende de la dosis absorbida D y del factor de calidad QF de la radiación. La *dosis equivalente* DE se obtiene de la relación

$$\mathrm{DE} = D \cdot \mathrm{QF}. \tag{6.1}$$

6.7 Dosis equivalente

Cuando la dosis D está dada en rads, la dosis equivalente, H, es medida en *rem* (röntgen equivalent in man). En el SI la dosis equivalente se da en *sievert* (Sv). Como 1 Gy = 100 rad, entonces 1Sv = 100 rem. La dosis equivalente considera el QF, la dosis absorbida, la no uniformidad de la distribución DF, el que se aplica sólo en los afines al hueso. La dosis equivalente está definida por

$$H = D \times \mathrm{QF} \times \mathrm{DF}. \tag{6.2}$$

El gray considera sólo factores físicos, mientras el sievert toma en cuenta factores físicos y biológicos. Los límites de dosis en sieverts o milisieverts.

De fuentes naturales de radiactividad se recibe entre 0,1 y 0,2 rem por año. La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) ha recomendado un límite de 0,5 rem por año para el público en general y de 5 rem por año para los que trabajan con radiación.

Las explosiones de Hiroshima y Nagasaki tuvieron víctimas, las que fueron estudiadas con detenimiento, lográndose acumular conocimientos importantes sobre los efectos de la radiación en los seres humanos.

Capítulo 7

Producción de rayos X

Los rayos X fueron descubiertos por Wilhelm Röntgen en 1895, cuando estudiaba los rayos catódicos (chorros de electrones acelerados por una diferencia de potencial) en un tubo de descarga a gas. Röntgen observó que era posible detectar la radiación -la que llamó rayos X- fuera del tubo. La radiación atravesaba materiales opacos, producía fluorescencia, afectaba una placa fotográfica y ionizaba un gas. Una de las primeras aplicaciones fue la radiografía para usos médicos.

A partir de ese descubrimiento, los rayos X fueron ampliamente estudiados, lográndose determinar sus propiedades físicas que vamos a resumir en los siguientes párrafos antes de explicarlas con mayor detalle.

Los rayos X son ondas electromagnéticas muy penetrantes.

Los rayos X son heterogénicos (diversas longitudes de onda) y poli-energéticos (diversas energías).

Los rayos X viajan en línea recta y en velocidad de la luz. Divergen de la fuente de donde salen en todas direcciones. Por esta divergencia se requiere blindaje para el tubo.

Contrario a lo que sucede con la luz, los rayos X no puede ser focalizados por una lente. Son eléctricamente neutros.

Producen radiación secundaria y dispersada cuando interactúa con la materia, provocando una dosis sobre los operadores.

Provocan fluorescencia o luminiscencia en cristales. Esta propiedad se aplica en pantallas fluoroscópicas.

Afectan las películas fotográficas, permitiendo obtener imágenes y

usar placas de dosimetría.

Ionizan un gas, permitiendo su detección. Este hecho se usa también para control automático de exposición.

La radiación ataca las células biológicas por lo que se reqiere que los tecnólogos radiológicos tengan una sólida base de protección radiológica.

Las mencionadas propiedades de los rayos X permiten las siguientes aplicaciones: radiografía, fluoroscopia (o radiografía en movimiento, tomografía, mamografía, radiografía digital (donde se usa las computadoras para procesar la imagen) y la tomografía computadorizada.

7.1 El tubo de rayos X

Esquemáticamente, el tubo de rayos X está constituido por un tubo de vidrio con alto vacío. Ver Fig. 7.1. En un extremo se coloca el electrodo negativo (cátodo) y en el otro extremo el electrodo positivo (ánodo). El cátodo es de tungsteno, el que a temperaturas elevadas emite electrones, mediante el proceso denominado emisión termoiónica. El ánodo está constituido por una gruesa barra de cobre al extremo de la cual se coloca un blanco de tungsteno.

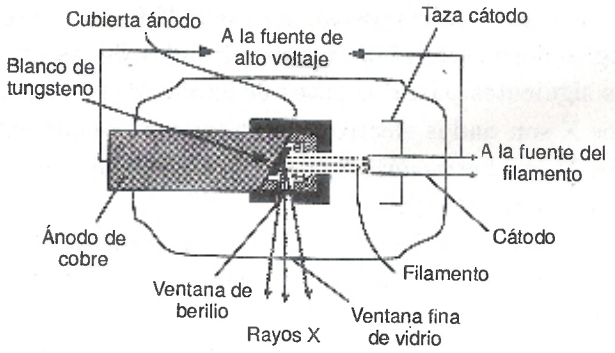


Figura 7.1: Esquema de un tubo de rayos X para terapia.

Cuando se aplica un alto voltaje entre el ánodo y el cátodo, los electrones son acelerados alcanzando altas velocidades, chocando entonces abruptamente contra el blanco. Los rayos X son producidas por abrupta desaceleración de los electrones al pasar por las cercanías del núcleo de tungsteno. Los rayos X salen por una ventana de vidrio delgado en el

tubo. La ventana puede ser hecha de materiales que filtren menos los rayos X.

El tungsteno es escogido como blanco porque tiene alto número atómico ($Z = 74$) -facilitando la producción de rayos X- y una alta temperatura de fundición (3370 C), para resistir el bombardeo de electrones.

El calor emitido por el tungsteno es evacuado a través de la barra de cobre, el que es refrigerado con aceite, agua o aire. Para evitar un sobrecalentamiento, algunas veces se usa blancos rotatorios. El tubo es rodeado por aceite para absorber el calor y para aislarlo del alto voltaje.

La estructura completa del ánodo debe evitar que los electrones choquen contra otros componentes del tubo que no sean el blanco. Para ello se usan blindajes de tungsteno y cobre. El cobre absorbe los electrones secundarios producidos sobre el blanco por bombardeo con electrones; y el tungsteno absorbe rayos X que se producen en el cobre.

Para tener una buena calidad de imagen es necesario de que el área del blanco -llamada *área focal*- sea la más pequeña posible. Esta condición es contraria a la que se plantea para no tener altas temperaturas en una región muy pequeña del blanco.

Una forma de disminuir el área aparente del blanco es montándolo inclinado respecto a los rayos electrónicos. Ver Fig. 7.2. En radiodiagnóstico se usa áreas focales que van desde $0,1 \times 0,1$ a 2×2 mm^2.

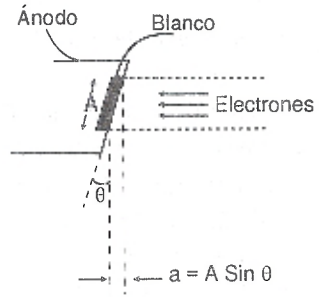


Figura 7.2: Principio del *enfoque* . El lado A de la mancha focal real - que hace el ángulo θ con la perpendicular al haz de electrones- es reducida a una mancha focal aparente a.

Por otro lado, como los rayos X se producen a varias profundidades en el blanco, las atenuaciones son diversas. Esta variación es compensada usando filtros diferenciales para mejorar la uniformidad del haz.

El cátodo está formado por un filamento -generalmente de tungsteno, por su alto punto de fusión-, un circuito que proporciona corriente y una taza cargada negativamente. En el caso de un equipo de radiodiagnóstico, se usa un filamento adicional -de menor tamaño- para lograr una mayor focalización.

7.2 Circuito de rayos X

Esquemáticamente, el circuito de rayos X está constituido por el alto voltaje -usado para acelerar los electrones- y el bajo voltaje -para calentar el filamento. Ver Fig. 7.3.

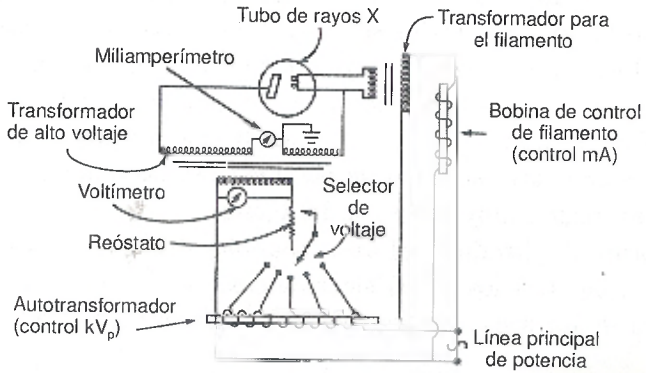


Figura 7.3: Diagrama simplicado del circuito de una máquina de rayos X autorrectificada.

El voltaje en el filamento (alrededor de 10V) le proporciona una corriente de unos 6A, con lo que se controla la emisión electrónica. Esta es muy sensible al voltaje, por lo que debe usarse un transformador que estabilice el voltaje. La emisión electrónica controla la corriente en el tubo y por lo tanto la intensidad de los rayos X.

El alto voltaje es obtenido por un sistema compuesto de un autotransformador con salidas a diversos voltajes (ajustable con un reóstato), las que van al primario del transformador, cuyo secundario es aplicado entre el ánodo y el cátodo. El voltaje que se aplica al tubo es medido con un voltímetro colocado en el primario del transformador, pero calibrado para dar el voltaje del secundario.

La corriente en el tubo puede ser medida con un miliamperímetro

colocado en el punto medio del secundario del transformador, el que es conectado a tierra.

Debido al uso de corriente alterna, el voltaje acelera los electrones sólo la mitad del ciclo. Esto se debe a que los electrones se emiten en el cátodo y sólo pueden ser dirigidos al ánodo cuando éste sea positivo. Este sistema es llamado autorrectificado.

El incoveniente del sistema autorrectificado es que el filamento sigue calentando y emitiendo electrones, aún cuando éstos no vayan al ánodo. Para resolver este problema se usa un rectificador externo, el que sólo aplicará tensión cuando el ánodo sea positivo.

También se puede usar rectificadores de onda completa, de modo que el ánodo sea siempre positivo. Esta técnica se usa para máquinas de rayos X destinadas a la terapia, en la que se requiere mayor intensidad de rayos X.

7.3 Rayos X de Bremsstrahlung

La radiación Bremsstrahlung (radiación de frenado) se produce cuando una carga que viaja a gran velocidad es desviada abruptamente. En el caso de los rayos X, éstos se producen cuando los electrones que vienen del cátodo son desviados por el campo eléctrico de los núcleos del tungsteno del ánodo. Ver Fig. 7.4.

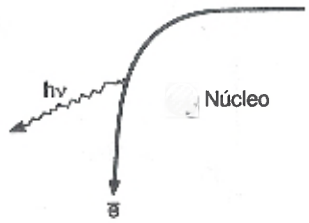


Figura 7.4: Cuando un electrón es desviado por un núcleo se emite radiación Bremsstrahlung.

Como los electrones pasan a distancias diversas respecto a los núcleos y pueden ser desviados por más de un núcleo, los valores de la energía de los rayos X van desde cero hasta la energía inicial del electrón.

Asimismo, la dirección de los rayos X de Bremsstrahlung depende de

la energía de los electrones. Para valores menores que 100 keV, los rayos X son emitidos en todas direcciones. Para valores mayores de energía de los electrones, los rayos X se emiten preferencialmente en la dirección de los electrones. Ver Fig. 7.5. Por esta razón, los tubos de rayos X de megavoltios usan el método de transmisión. Se trata de aceleradores que bombardean el blanco de un lado y los rayos X salen por el otro. Para tubos de bajo voltaje los rayos salen a 90° respecto a la dirección de los electrones. Los electrones que atraviesan un material pierden energía por cada átomo con el que interactúan proporcionalmente al cuadrado de su número atómico (Z^2). La división de energía emitida en los rayos X entre la energía depositada por los electrones -llamada eficiencia- está dada por la relación:

$$\text{Eficiencia} = 9 \times 10^{-10} ZV, \tag{7.1}$$

donde V es el voltaje del tubo en voltios.

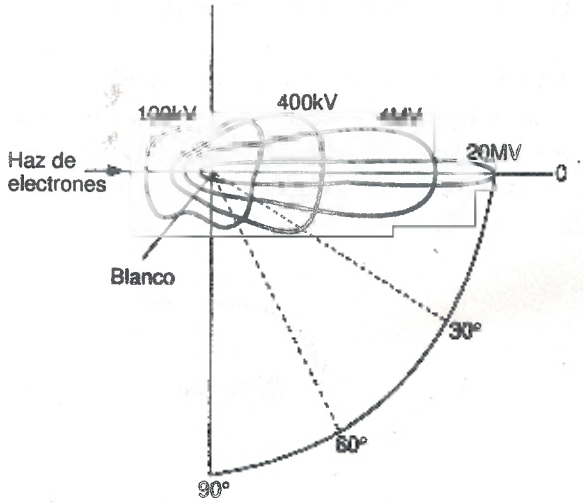


Figura 7.5: Mientras mayor sea la energía de los electrones, mayor será el direccionamiento de los rayos X.

7.4 Rayos X característicos

Los electrones que ingresan al blanco con energía E_0 expulsan electrones que se encuentran en las capas K, L, M y N. De esa forma dejan capas sin

electrones. Si es que el nivel desocupado es el K, electrones de niveles superiores, por ejemplo L, ocupan su lugar originando un rayo X con energía $h\nu = E_K - E_L$, donde E_K y E_L son los valores de energía de los electrones en la capa K y L, respectivamente. Ver Fig. 7.6.

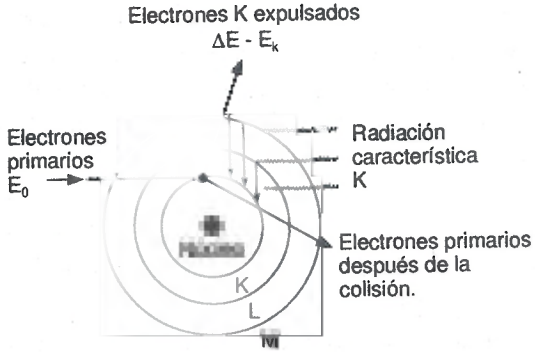


Figura 7.6: Cuando un electrón ingresa al átomo, expulsa un electrón de su órbita, la que luego es ocupada por electrones de mayor nivel energético.

Para expulsar un electrón de su capa es necesario una energía mínima, igual al valor absoluto de la energía correspondiente a esa capa. (recordemos que los electrones en el átomo tiene valores negativos y discretos.) Por esa razón existe un valor umbral para expulsar electrones de cada capa.

7.5 Espectro de energía de los rayos X

Como los electrones que ingresan al blanco pueden se desviados por los núcleos o pueden expulsar electrones de sus capas, los rayos X resultantes son tanto de tipo Bremsstrahlung como característicos. Entonces, el espectro es continuo al que se superponen picos correspondientes a los rayos X característicos.

Suponiendo que no hay filtración, el espectro calculado de energía obedece la ecuación de Kramer[1]:

$$I_E = KZ(E_m - E), \tag{7.2}$$

[1] Kramers, H.A., *On the theory of x-ray absorption and the continuos x-ray spectrum*, Phil Mag 1923.

donde I_E es la intensidad de fotones con E, Z es número atómico del blanco, E_m es la energía máxima del fotón (que puede ser igual a la energía del electrón incidente), y K es una constante. Debe notarse, sin embargo, que los fotones con el valor máximo de energía (E_m) tiene una intensidad nula.

El espectro real en el tubo de rayos X es producto de la filtración de los rayos inherente al blanco, en las paredes del tubo y en la ventana de berilio. La filtración inherente es equivalente a entre 0,5 y 1,0 mm de aluminio. Filtración adicional, fuera del tubo, produce modificación adicional al espectro.

La filtración afecta principalmente a los rayos de baja energía, por lo que este efecto es usado para *endurecer* los rayos X, es decir para lograr un espectro que favorezca los valores elevados de energía, y por lo tanto con mayor penetrabilidad.

Los filtros *endurecen* los rayos X, pero disminuyen su intensidad. Por esa razón, para producir rayos X con mayor energía a una intensidad razonable se combina la filtración con el aumento del voltaje que se aplica al tubo.

Como vemos, la forma del espectro es el resultado de múltiples interacciones de los rayos X con los filtros y el voltaje. Como una regla muy aproximada puede señalarse que el valor medio de la energía de los rayos X es un tercio del valor máximo.

Los rayos X de una máquina pueden ser caracterizados por la exposición, la que depende linealmente de la corriente del tubo pero es mucho más sensible a la corriente en el filamento. Por otro lado, la exposición de los rayos X varía aproximadamente como el cuadrado del kilovoltaje.

7.6 Fluoroscopía

La fluoroscopía sirve para realizar imagenería en movimiento. Esta técnica sirve, por ejemplo, para exámenes gastrointestinal superior, enemas de bario, angiografía y caterización cardiaca.

En la fluoroscopía se usa una pantalla fluorescente, la que emite luz en el punto donde llega un rayo X. La fluoroscopía usa miliamperajes menores que la radiografía convencional (1 a 3 mA) y un kilovoltaje de 90 a 120 kV.

En la televisión se usa pantallas fluoroscópicas. La resolución es entre 1 y 2 pares de líneas por milímetro (lp/mm). Las películas radiográficas pueden dar 9 lp/mm. En fluoroscopía, el contraste, la nitidez y el ruido están relacionados, como también en imágenes radiográficas están relacionadas con la dosis de radiación.

Intensificador de imagen.- Actualmente se usan intensificadores de brillo de la imagen. La ganancia total de brillo es el producto de la ganancia debido a la disminución del tamaño de la imagen (ganancia de minificación) y la ganancia de flujo. Con una pantalla de 7 pulgadas y una pantalla de salida de 1 pulgada se tiene una ganancia de minificación de 49. La ganancia de flujo puede ser de 100 por lo que la ganancia total sería 4900. Actualmente existen ganancias de intensificadores entre 5 000 y 20 000.

El proceso de intensificación de imagenes tiene varios pasos: Después de pasar por el paciente, el haz atenuado atraviesa el vidrio frontal del intensificador, incidiendo sobre el fósforo. Los cristales de ioduro de cesio emite luz proporcional a la intensidad del haz.

Los fotones de luz inciden sobre el fotocátodo, el que emite electrones proporcionalmente a la luz incidente.

Los lentes electrostáticos, aceleran e invierten los chorros electrónicos.

El ánodo atrae a los electrones.

La pantalla de salida convierte los electrones en fotones de luz.

La intensificación de la imagen mejora la calidad de la imagen y por lo tanto aumenta la eficacia del diagnóstico, manteniendo bajos niveles de riesgo.

Capítulo 8

Protección radiológica en radiodiagnóstico

Para la protección del ser humano en diagnóstico con rayos X se toma en cuenta que debe irradiarse lo mínimo posible para lograr los objetivos del proceso. En este capítulo se verá algunos aspectos que deben observarse para llegar a ese objetivo.

8.1 Parámetros básicos de protección

La minimización de la irradiación por una fuente externa sobre un cuerpo se obtiene, fundamentalmente, aumentando la distancia a la fuente, disminuyendo el tiempo de irradiación e interponiendo un blindaje ante la fuente. La forma más simple resulta la distancia, la que se puede lograr usando mecanismos de control a distancia. Los brazos mecánicos, por ejemplo, constituyen una forma de aumentar la distancia a la fuente que desea se manipular. El tiempo de irradiación depende del proceso y no siempre puede disminuirse fácilmente.

El blindaje es una forma efectiva de disminuir la irradiación, pero debe hacerse un balance entre el costo y beneficio para calcular la cantidad de blindaje.

8.2 Blindaje contra rayos gamma

Cuando un haz monoenergético de rayos γ incide perpendicularmente sobre un material, la intensidad relativa de transmisión sin interacción está dada por la fórmula

$$I = I_0 e^{-\mu t}. \tag{8.1}$$

Si en lugar de haz se tiene la radiación dispersa, la intensidad medida después del material será mayor, debido a que se detectará también los rayos dispersados. Este caso es aplicacable al cálculo de blindaje. De modo que la intensidad incrementada respecto al caso de haz de radiación y de geometría ideales será

$$I = BI_0 e^{-\mu t}, \tag{8.2}$$

donde B es llamado el factor de empilamiento ($B \geq 1$). Para un determinado material, espesor, energía de los γ y geometría de la fuente, B puede ser medido o calculado. Existen tablas de B para casos especiales, como por ejemplo de fotones monoenergéticos de una fuente puntual isotrópica.

Entre algunas definiciones prácticas se tiene la longitud de relajación, como el espesor de blindaje que reduce la intensidad a $1/e$ de la inicial. Por definición, entonces, la longitud de relajación es igual a $1/\mu$, es decir la trayectoria libre media.

A partir de un conjunto de valores de μ y B se calcula cantidades tales como dosis, exposición, kerma y fluencia de energía.

8.3 Blindaje en instalaciones de rayos X

Los rayos X son usados principalmente en diagnóstico, terapia y radiografía industrial. Los tubos de rayos X son rodeados de una cubierta de plomo con una apertura a través de la cual emerge el haz primario. Generalmente se usa filtros para dejar pasar sólo los fotones con energías penetrantes. Para diagnóstico médico, las cubiertas son calculadas de modo que a 1 metro de distancia, la tasa de fuga de exposición no sobrepase 0,1 R h^{-1} en momentos en que se tenga la mayor intensidad de rayos X. En caso de máquinas para terapia, con un pico de potencial de tubo menor que 500 kV, se busca que esa tasa de exposición a un metro

no sea mayor que 1 Rh^{-1} o 0,1 % de tasa útil de exposición a 1 metro del blanco cuando el tubo opera a su máximo de corriente y potencial.

Al blindaje de la fuente de rayos X, constituida por la cubierta, se añade el blindaje estructural. El blindaje primario es definido como el que absorbe los rayos útiles que pasan a través o al lado del paciente. El blindaje secundario es el que absorbe los rayos que no están en la dirección del haz útil, lo que comprende radiación de fuga o dispersada. Ver Fig. 8.1.

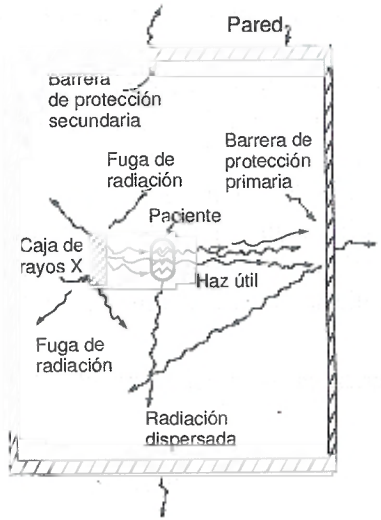


Figura 8.1: Esquema del ambiente de rayos X donde se muestra el blindaje primario y el secundario.

El blindaje es diseñado para que la dosis sobre una persona fuera de la habitación de rayos X sea limitada a 1mSv por semana en áreas controladas -por el operador- y de 0,1 mSv por semana en áreas no controladas -fuera de la jurisdicción de operador. Los diseños deben tomar en cuenta que los límites anuales de dosis es de 20 mSv para personas ocupacionalmente expuestas y de 1 mSv para no expuestas ocupacionalmente.

8.3.1 Barrera protectura primaria

Según resultados experimentales, la intensidad del haz transmitido a través del blindaje depende principalmente del pico del voltage de ope-

ración (kVp) y es prácticamente independiente del filtro, el que es delgado en comparación con el filtro. Para un determinado kVp y en una determinada posición, la exposición de los fotones transmitidos es proporcional a la integral en el tiempo de la corriente del haz (dada generalmente en mA min).

Para el diseño del blindaje es útil conocer las curvas de atenuación de cada material y para diversos kVp del pico del potencial de operación. La curvas de atenuación presentan K, la exposición de la radiación atenuada en R $mA^{-1}min^{-1}$ -a la distancia de referencia de 1 m-, en función del espesor del material.

Además, K dependerá de varias otras cantidades, como la máxima tasa de exposición permisible (P, expresada en R sem^{-1}); la carga de trabajo o semanal (W, expresada en mA min sem^{-1}) de la máquina; el factor de uso (U), o fracción de la carga de trabajo en el que el haz apuntaba en la dirección considerada; el factor de ocupación (T), o fracción del tiempo en que el área fuera de la barrera puede ser ocupada por una persona; la distancia, d, en metros del blanco del tubo al punto en consideración.

Tomando en cuenta estas cantidades, el valor de K será

$$K = \frac{Pd^2}{WUT}, \tag{8.3}$$

en R mA^{-1} min^{-1} a 1 m.

Debido principalmente al mayor coeficiente de atenuación por efecto fotoeléctrico para fotones de baja energía, el plomo es más efectivo para blindaje contra los rayos X de hasta aproximadamente 125 kVp. Para mayores valores de energía, la diferencia entre plomo y concreto disminuye. La atenuación por g cm^{-1} de rayos X por materiales de contrucción es aproximadamente la misma que para el concreto (con densidad de 2,35 g cm^{-3}).

Cuando se tiene una estructura de blindaje que debe aumentarse se usa capas de plomo. El cálculo correspondiente tiene en cuenta capas valores medios tanto de plomo como de concreto. Este cálculo es también aproximado. A medida que los rayos X van penetrando en el material, por efecto de filtro se van endureciendo.

8.3.2 Barrera protectora secundaria

El cálculo de la barrera protectora secundaria enfrenta la dificultad de que la radiación -fuera de la línea del haz útil- puede tener variadas distribuciones y características. Por ello, el cálculo depende de cada caso concreto. Sin embargo se hace algunas suposiciones, como que la radiación dispersada y de escape son isotrópicas. El factor de uso es entonces la unidad ($U = 1$).

Fuga de radiación.- Si el tubo opera t min por semana, en ausencia de blindaje estructural, será, en un área a una distancia de d metros, la exposición personal semanal en R será $YtT/60d^2$, donde T es el factor ocupacional e Y es el el límite de exposición permitida. Entonces, si P es la exposición personal máxima permitida, la reducción B para la fuga de intensidad de rayos X está dado por

$$B = \frac{60IPd^2}{YWT}. \tag{8.4}$$

Aquí, t ha sido expresado como $t = W/I$, donde W es la carga de trabajo en mA min sem^{-1} e I es la intensidad de corriente en mA.

El número de capas de valores medios para reducir el factor B es entonces

$$N = -\frac{\ln B}{\ln 2}. \tag{8.5}$$

Radiación dispersada.- Para tubos con voltaje de operación menor que 500 kVp, el cáculo de blindaje se hace suponiendo que los rayos X dispersados tienen igual penetrabilidad que el haz útil. Si el voltaje es mayor que 500 kVp, los fotones dispersados son tratados como fotones primarios en un haz útil de rayos X de 500 kVp.

Para el cálculo del valor de K para la radiación dispersada debe tomarse en cuenta que la tasa de exposición de rayos X dispersados a 1 m del dispersor y a 90° de la dirección del haz primario es mil veces menor que la tasa de exposición en el dispersor. Luego, usando la fórmula 8.3, con $U = 1$ para la radiación dispersada, se tiene

$$K = \frac{1000Pd^2}{fWT}, \tag{8.6}$$

donde f es un factor empírico de reducción.

8.4 Protección de los emisores β

Para los efectos de protección debe tomarse en cuenta que los rayos β producen radiación bremsstrahlung y -en el caso de los positrones- fotones de aniquilación. Los rayos β mismos son frenados en el blindaje de la fuente, si es que tiene un espesor mayor a su rango. Para disminuir la producción de radiación bremsstrahlung se usa un blindaje con bajo valor de Z, el que puede ser envuelto en un material de alto valor de Z para atenuar la radiación bremsstrahlung.

Si electrones con una energía cinética inicial T en MeV son frenados por un material de número atómico Z, el rendimiento de la radiación bremsstrahlung -fracción promedio de la energía que irradian los electrones- estará dada por la fórmula

$$Y \cong \frac{6 \times 10^{-4}}{1 + 6 \times 10^{-4} ZT}. \qquad (8.7)$$

Para fines de blindaje se coloca $T = T_{\max}$, lo que sobrestima la real intensidad. Esto se compensa ignorando el empilamiento en el blindaje y usando el coeficiente de atenuación lineal para fotones de energía $T_{\max}$.

8.5 Blindaje contra neutrones

Los neutrones, contrario a lo que sucede con los rayos γ, tiene una sección eficaz de absorción que puede variar abruptamente de un número másico a otro, con picos de resonancia que dependen de su energía. Ello hace que el cálculo de blindajes sea bastante complejo. Ante ello, para el cálculo de interacciones de neutrones y transporte, se han elaborado programas de cálculo Monte Carlo. Para primeras estimaciones es conveniente recordar algunas características de la interacción de neutrones con ciertos materiales.

Para fines de blindaje, cuando se refiere a neutrones rápidos, se trata de termalizarlos y luego absorberlos. Los materiales livianos son convenientes para termalizarlos. El agua y materiales hidrogenados como para la parafina son apropiados para ello. Sin embargo, el agua tiene el inconveniente de evaporarse y la parafina de ser inflamable.

Por ello para blindaje contra neutrones se usa bastante el concreto. Para experimentos temporales se usa ladrillos de concreto, armados de forma tal que no hay espacios vacíos por donde pasen los neutrones.

Para tener idea de estos materiales, recordemos que el hidrógeno absorbe un neutrón para formar el deuterio -emitiendo un rayo gamma de 2,22 MeV- con una sección eficaz de 0,33 barns. El cadmio tiene una sección eficaz de captura -con emisión de un gamma de 9,05 MeV- de 2450 barns. El ^{10}B y el ^{6}Li capturan neutrones por intermedio de la reacción tipo (n,α) con poca emisión gamma. Otro problema que debe tomarse en cuenta es que estos blindajes pueden activarse por captura neutrónica.

Referencias

D. Blanc, *Physique Nucléaire pour les médecins et les biologistes*, 2da edición, Masson, París, 1995.

J. E. Turner, *Atoms, Radiation and Radiation Protection*, 2da edición, John Wiley & Sons, Inc., New York, 1995.

F. H. Attix, *Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry*, John Wiley & Sons, Inc., New York, 1986.

F. M. Khan, *The Physics of Radiation Therapy*, Williams & Wilkins, Baltimore, 1994.

H. Cember, *Introduction to Health Physics*, McGraw-Hill, Inc., New York, 1992.

ANEXO: REGLAMENTO DE SEGURIDAD RADIOLOGICA

Para evitar riesgos innecesarios en el uso de radiaciones ionizantes y de la energía nuclear se debe tomar precauciones que han sido estudiadas en forma multidisciplinaria por diversas organizaciones. En tal sentido, la Agencia para la Energía Nuclear de la Organización de Cooperación y Desarrollo Económicos (AEN/OCDE), el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), la Organización de las Naciones Unidas para la Agricultura y la Alimentación (FAO), la Organización Internacional del Trabajo (OIT), la Organización Mundial de la Salud (OMS) y la Organización Panamericana de la Salud (OPS) han patrocinado las *Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la Protección contra la Radiación Ionizante y para la Seguridad de las Fuentes de Radiación*[1]

Tomando en cuenta esas normas básicas internacionales, el Gobierno Peruano aprobó el *Reglamento de Seguridad Radiológica*[2].

ENERGIA Y MINAS

Aprueban el Reglamento de Seguridad Radiológica

DECRETO SUPREMO N009-97-EM

EL PRESIDENTE DE LA REPUBLICA

CONSIDERANDO:

Que, el Decreto Ley N 21875, Ley Orgánica del Instituto Peruano de Energía Nuclear-IPEN, establece que entre las funciones de la entidad, estará la expedición de normas, licencias y regulaciones sobre Seguridad Nuclear y Protección Radiológicas;

Que, mediante Decreto Supremo N 018-89-EM/VME del 29 de setiembre de 1989, se aprobó el Reglamento de Protección Radiológica, el cual ha quedado desactualizado en los aspectos técnicos, ya que el tema está en permanente revisión por parte de las organizaciones internacionales;

[1] *Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la Protección contra la Radiación Ionizante y para la Seguridad de las Fuentes de Radiación*, OIEA, Viena, 1997.

[2] *Reglamento de Seguridad Radiológica*, Decreto Supremo No. 009-97-EM, Normas Legales, Diario El Peruano, 29 de mayo de 1997.

Que, los aspectos de protección y seguridad radiológica son de fundamental importancia en la actividad nuclear y en todas las aplicaciones con radiaciones ionizantes, por lo que es conveniente su adecuada regulación;

Que, el Artículo 8° de la Resolución Suprema N° 054-91-EM/VME del 25 de setiembre de 1991, establece que el Presidente del IPEN, ejerce la función propia de Autoridad Nacional en el ámbito de la Energía Nuclear, por lo que en uso de la atribución ha propuesto el proyecto de un nuevo "Reglamento de Seguridad Radiológica";

De conformidad con lo dispuesto en el inciso 8) del Artículo 118° de la Constitución Política del Perú;

DECRETA:

Artículo 1°.- Apruébase el "Reglamento de Seguridad Radiológica", que consta de 130 artículos y una (1) Disposición Transitoria, siendo de estricta observación y cumplimiento en todas las actividades relacionadas con radiaciones ionizantes en el territorio nacional.

Artículo 2°.- Para los efectos de la aplicación del citado Reglamento, el Instituto Peruano de Energía Nuclear es la autoridad competente a través de su Presidente, en su función de Autoridad Nacional.

Artículo 3°.- El incumplimiento a lo dispuesto en el presente Reglamento será sancionado de acuerdo al Régimen de Sanciones que establezca la autoridad competente.

Artículo 4°.- El Reglamento de Seguridad Radiológica entrará en vigencia al día siguiente de la publicación del presente Decreto Supremo, facultándose a la autoridad competente a otorgar los plazos necesarios para que las personas naturales y jurídicas se adecuen a las disposiciones del mismo.

Artículo 5°.- El presente Decreto Supremo será refrendado por el Presidente del Consejo de Ministros y Ministro de Energía y Minas, el Ministro de Salud, Ministro de Trabajo y Promoción Social, Ministro de Defensa y el Ministro de Industria, Turismo, Integración y Negociaciones Comerciales Internacionales.

Artículo 6°.- Déjase sin efecto el Decreto Supremo N° 018-89-EM/VME de fecha 29 de setiembre de 1989.

Dado en la Casa de Gobierno, en Lima, a los veinte días del mes de mayo de mil novecientos noventa y siete.

ALBERTO FUJIMORI FUJIMORI
Presidente Constitucional de la República
ALBERTO PANDOLFI ARBULU
Presidente del Consejo de Ministros y Ministro de Energía y Minas
MARINO COSTA BAUER
Ministro de Salud
JORGE GONZALES IZQUIERDO
Ministro de Trabajo y Promoción Social
TOMAS G. CASTILLO MEZA
Ministro de Defensa
GUSTAVO CAILLAUX ZAZZALI
Ministro de Industria, Turismo, Integración y Negociaciones Comerciales Internacionales

REGLAMENTO DE SEGURIDAD RADIOLOGICA

TITULO I

DISPOSICIONES GENERALES

CAPITULO I

DEL OBJETO, FINALIDAD Y ALCANCE

Artículo 1.- El objeto del presente reglamento es establecer los requisitos fundamentales para la protección contra la exposición a la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación que causa dicha exposición.

Artículo 2.- La finalidad es garantizar la protección del personal trabajador, público y del medio ambiente, contra los riesgos indebidos originados por la exposición a las radiaciones ionizantes.

Artículo 3.- Su alcance comprende a todas las prácticas e intervenciones que determine la Autoridad Nacional y conforme se especifica en el reglamento.

Artículo 4.- Las disposiciones del presente reglamento son complementarias y no sustitutorias de otras regulaciones que se consideren aplicables a otros riesgos no radiológicos asociados a las prácticas y fuentes de radiación.

CAPITULO II
DEFINICIONES

Artículo 5.- Para los propósitos del presente reglamento, las siguientes definiciones tienen vigencia:

1. *Accidente.-* Todo suceso involuntario, incluido un error de operación, falla de equipo u otro contratiempo, cuyas consecuencias reales y/o potenciales no puedan desconocerse desde el punto de vista de la protección y seguridad.

2. *Acción protectora.-* Intervención con el fin de evitar o reducir dosis a los miembros del público en situaciones de exposición crónica o de emergencia.

3. *Acción reparadora.-* Acción que se realiza cuando se rebasa un nivel de actuación específico para reducir las dosis de radiación que pudieran recibirse en una situación de intervención que implique exposición crónica.

4. *actividad.-* Para una cantidad de un radionuclido en un estado de energía, en un momento dado, la actividad, A, es:

$$A = \frac{dN}{dt}, \tag{8.8}$$

siendo dN el valor medio del número de transformaciones nucleares espontáneas a partir de ese estado de energía, en el intervalo de tiempo dt. En el Sistema Internacional, la unidad de actividad es la inversa del segundo s^{-1}, que recibe el nombre de becquerel (**Bq**).

5. *Area controlada.-* Toda zona en la que son o pudieran ser necesarias medidas de protección y disposiciones de seguridad específicas para controlar las exposiciones normales de trabajo y para prevenir las exposiciones potenciales, o limitar su magnitud.

6. *Area supervisada.-* Toda zona que no está definida como área controlada pero en la que se mantienen en examen las condiciones de exposición ocupacional, aunque normalmente no sean necesarias medidas protectoras ni disposiciones de seguridad concretas.

7. *Autoridad Nacional.-* Autoridad designada por el Gobierno para regular y fiscalizar en materia de protección y seguridad.

8. *Autorización.-* Permiso concedido por la Autoridad Nacional, en forma de registro o licencia, a una persona jurídica o natural para realizar

una práctica o cualquier acción enumerada en el capítulo V del título I.

9. *Calibración.-* Establecimiento de la correspondencia exacta entre los valores indicados por el equipo o instrumento y los valores medidos con un instrumento patrón.

10. *Contaminación.-* Presencia de sustancias radiactivas dentro de una materia o en su superficie, o en el cuerpo humano o en otro lugar donde no son deseables o pudieran ser nocivas.

11. *Contramedida.-* Acción encaminada a atenuar las consecuencias de un accidente.

12. *Cultura de seguridad.-* Conjunto de características y actitudes en las organizaciones y en los individuos que establece como primera prioridad la atención a las cuestiones de protección y seguridad, y desalienta la complasencia y/o el conformismo.

13. *Daño radiológico y/o nuclear.-* Pérdida de vidas humanas, lesión corporal, perjuicio material o del medio ambiente, que se produce como resultado de las propiedades peligrosas de las radiaciones ionizantes.

14. *Defensa en profundidad.-* Aplicación de más de una medida protectora para conseguir un objetivo de seguridad determinado, de modo que éste se alcance aunque falle una de las medidas protectoras.

15. *Desechos radiactivos.-* Son materias resultantes de prácticas o intervenciones, para los que no se prevé uso posterior, que contiene o está contaminado con radionuclidos en cantidades mayores a los niveles de exención y cuya exposición no puede excluirse del reglamento.

16. *Dispensa.-* Acción de liberar materias u objetos radiactivos adscritos a prácticas autorizadas, de la aplicación de todo control por parte de la Autoridad Nacional en lo sucesivo.

17. *Dosis.-* Medida de la radiación que recibe o absorbe un medio y que se utiliza indistintamente para expresar dosis absorbida, dosis en órganos, dosis equivalente, dosis efectiva, dosis comprometida o dosis efectiva comprometida, cuando no es necesario indicar los términos modificantes para definir la cantidad de interés.

18. *Dosis absorbida.-* Magnitud fundamental, definida por la expresión

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm},$$

en la que $d\varepsilon$ es la energía media impartida por la radiación ionizante a la matreia en un elemento de volumen y dm, es la masa de materia existente en ese elemento de volumen. La unidad dosis absorbida es el *Gray* (Gy), definida como joules (J) por kilogramo (kg):

$$1\text{Gy} = 1\text{J/kg}.$$

19. *Dosis colectiva.*- Exposición de una población a la radiación total, determinada como el producto del número de individuos expuestos a una fuente por su dosis promedio de radiación.

20. *Dosis efectiva.*- Suma de las dosis equivalentes en tejido, multiplicada cada una por el factor de poderación apropiado para el tejido correspondiente:

$$E = \sum_T w_T H_T,$$

donde H_T es la dosis equivalente en el tejido T y w_T es el factor de ponderación para el tejido T, según se especifica en la tabla VI.2. La unidad de la dosis efectiva es el sievert (Sv), definida como J/kg.

21. *Dosis efectiva colectiva.*- Se refiere a la dosis efectiva total de una población, definida como

$$S = \sum_i E_i N_i,$$

en la que E_i es la dosis media en el subgrupo de la población i y N es el número de individuos del subgrupo.

22. *Dosis efectiva comprometida.*- Magnitud definida por

$$E(\tau) = \sum_T w_T H_T(\tau),$$

donde $H(\tau)$ es la dosis equivalente comprometida del tejido T en un tiempo τ. Cuando τ no se especifica, su valor es 50 años para los adultos mayores a 18 años, y 75 años para los niños.

23. *Dosis equivalente.*- Dosis absorbida en un órgano o tejido multiplicada por el correspondiente factor de ponderación de la radiación, es decir:

$$H_{T,R} = w_R D_{T,R},$$

donde $D_{T,R}$ es la dosis absorbida media en el órgano o tejido T y w_R es el factor de ponderación de la radiación R, según se indica en la tabla VI.1. La unidad de la dosis equivalente es el sievert (Sv), J/kg.

24. *Dosis equivalente ambiental*, $H^*(d)$. Es la dosis equivalente en un punto de un campo de radiación que sería producida por el correspondiente campo alineado y expandido en la esfera de la Comisión Internacional de Unidades y Medidas de Radiación (CIUMR, equivalente a un tejido humano de 30 cm) a una profundidad d sobre el radio orientado en dirección opuesta a la del campo alineado. Para radiación muy penetrante se recomienda una profundidad d= 10mm.

25. *Dosis equivalente comprometida* $H(\tau)$. Magnitud definida como:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t)dt,$$

donde t_0 es el tiempo al cual ocurre la incorporación, $H_T(\tau)$ es la tasa de dosis equivalente al tiempo t en un órgano o tejido T y τ es el período de tiempo transcurrido luego de la incorporación. Cuando τ no se especifica, su valor es 50 años para los adultos mayores a 18 años, y 75 años para los niños.

26. *Dosis equivalente direccional*, $H'(d,\Omega)$. Es la dosis equivalente en un punto de un campo de radiación que sería producida por el correspondiente campo expandido en la esfera de la CIUMR a una profundida d, sobre el radio orientado en una dirección especificada, Ω. Para radiación poco penetrante se recomienda una profundidad $d = 0,07$mm.

27. *Dosis equivalente personal* $H_p(d)$. Dosis equivalente en un tejido blando, a una profundidad adecuada d, a partir de un punto especificado sobre el cuerpo humano. Para radiación muy penetrante la profundidad es 10 mm, y para la radiación poco penetrante es 0,07 mm.

28. *Dosis evitable.*- Dosis que ha de ahorrarse como consecuencia de una acción protectora y es determinada como la diferencia entre la dosis prevista si se realiza la acción y las dosis proyectadas si no se realiza.

29. *Dosis proyectada.*- Dosis que es de esperarar si no realizar ninguna acción protectora.

30. *Efecto determinístico.*- Efecto de la radiación para el que existe por lo general una dosis umbral por encima de la cual la severidad del efecto se incrementa al elevarse la dosis.

31. *Efectos estocásticos.*- Efectos de la radiación, que se producen por lo general sin un nivel umbral de dosis, cuya probabilidad es proporcional a la dosis y cuya severidad es independiente de la dosis.

32. *esfera de la CIUMR.*- Esfera de material equivalente a tejido humano cuyo diámetro es 30 cm.

33. *Evaluación de seguridad.*- Exámen de los aspectos de diseño y funcionamiento de una fuente que son relevantes para la protección de personas o la seguridad de la fuente, incluido el análisis de las medidas de seguridad y protección adoptadas en la fase de diseño y de funcionamiento de la fuente, y el análisis de los riesgos asociados con las condiciones normales y las situaciones accidentales.

34. *Exclusión.*- No sujeción a los requisitos prescritos por el reglamento.

35. *Excención.*- Acción de permitir la realización de alguna práctica a utilizar fuentes adscritas a prácticas sin la obligación de cumplir los requisitos prescritos por el reglamento, incluidos la notificación y autorización.

36. *Exposición.*- Exposición de personas a la radiación o a sustancias radiactivas, que puede ser externa, debida a fuentes situadas fuera del cuerpo humano, o internas causadas por fuentes existentes dentro del cuerpo humano.

37. *Exposición crónica.*- Exposición persistente en el tiempo.

38. *Exposición de emergencia.*- Exposición causada como resultado de un accidente que exige acciones protectoras inmediatas.

39. *Exposición del público.*- Exposición recibida por miembros del público debida a fuentes y prácticas autorizadas y a las situaciones de intervención, pero excluidas la exposición ocupacional o la médica y la radiación natural de fondo normal en una localidad.

40. *Exposición médica.*- Exposición recibida por los pacientes en el curso de su diagnóstico o tratamiento médico o dental; o la recibida por personas que no estén expuestas profesionalmente, a sabiendas, mientras ayudan voluntariamente a procurar alivio y bienestar a pacientes; y asimismo, la recibida por voluntarios en el curso de un programa de investigación biomédica que implique su exposición.

41. *Exposición ocupacional.*- Toda exposición de los trabajadores recibida durante el trabajo, con excepción de las exposiciones excluidas

del ámbito del reglamento y de las exposiciones causadas por fuentes y prácticas excentas por el reglamento.

42. *Exposición potencial.* Exposición que no se prevé que ocurra con seguridad, pero que puede ser el resultado de un accidente ocurrido en una fuente o deberse a un suceso o una serie de sucesos de carácter probabilista.

43. *Exposiciones naturales.* Exposiciones causadas por fuentes naturales.

44. *Exposiciones normales.* Exposiciones que se prevé se recibirán en condiciones normales de funcionamiento de una instalación o fuente, incluso en el caso de pequeños contratiempos posibles que pueden mantenerse bajo control.

45. Factor de ponderación de la radiación (W*). Valor por el cual se multiplica la dosis absorbida para tener en cuenta el riesgo relativo que suponen los diferentes tipos de radiación para la salud. Los valores de este factor usados para protección radiológica son los indicados en la Tabla VI.1 del Anexo VI.

46. *Factor de ponderación del tejido* w_T. Valor por el que se multiplica la dosis equivalente recibida por un órgano o tejido para tener en cuenta la diferente sensibilidad de los distintos órganos y tejidos en cuanto a la producción de efectos estocásticos de la radiación. Los factores usados en protección radiológica son los indicados en la Tabla VI.2 del anexo VI.

47. *Fuente.* Entidad física que puede causar exposición a la radiación, concretamente emitiendo radiación ionizante o liberando sustancias o materias radiactivas. A los efectos de la aplicación del reglamento, se considera que una instalación compleja o múltiple situada en el mismo lugar o emplazamiento es una sola fuente.

48. *Fuente sellada.* Material radiactivo que está a) permanentemente encerrado en una cápsula o b) estrechamente unido y en forma sólida. La cápsula o el material de una fuente sellada son lo suficientemente robustos para mantener la estanqueidad en las condiciones de uso y desgaste para las que la fuente se haya concebido, así como en el caso de contratiempos previsibles.

49. *Fuentes naturales.* Fuentes de radiación existentes en la naturaleza, entre ellas la radiación cósmica y las fuentes de radiación te-

rrestres existentes, sin que haya mediado la intervención humana para ello.

50. *Fuentes no selladas.* Fuentes que no satisfacen la definición de fuente sellada.

51. *Generadores de radiación.* Dispositivos capaces de generar radiación tal como rayos X, neutrones, electrones u otras partículas cargadas, que pueden utilizarse con fines científicos, industriales o médicos.

52. *Grupo crítico.* Grupo de miembros del público cuya exposición, para una fuente de radiación dada y una vía de exposición dada, es razonablemente homogénea y es característica de los individuos que reciben la dosis efectiva o la dosis equivalente más alta.

53. *Haz primario o útil.* Radiación que pasa a través de la ventana, abertura, cilindro u otro dispositivo de colimación.

54. *Incorporación.* Proceso de entrada de radionucleidos en el organismo humano por inhalación, por ingestión o a través de la piel.

55. *Inspección.* Acción de verificar en el lugar de que se cumple el reglamento, normas y disposiciones vigentes de seguridad y protección.

56. *Instalación.* Construcción, ambiente, planta o cualquier ubicación física donde se realizan actividades con una o más fuentes de radiaciones, según lo establece el reglamento y normas específicas.

57. *Intervención.* Toda acción encaminada a reducir o evitar la exposición o probabilidad de exposición a fuentes que no formen parte de una práctica controlada o que se hallen sin control a consecuencia de un accidente.

58. *Laboratorio de calibración dosimétrica.* Laboratorio reconocido o acreditado por la Autoridad Nacional para establecer, mantener o mejorar patrones primarios o secundarios con fines de dosimetría de radiación.

59. *Licencia.* Autorización concedida por la Autoridad Nacional a una entidad, instalación o un individuo en base a una evaluación de seguridad y complementada con requisitos y condiciones específicas que debe cumplir el titular licenciado.

60. *Límites anuales de dosis.* Valores de la dosis efectiva o equivalente causada a los individuos por prácticas controladas, que no deben ser rebasadas en un año.

61. *Límite anual de incorporación.* Incorporación de un radionuclido

en un período de un año, que daría lugar a una dosis comprometida igual al límite de dosis relevante.

62. *Médico.* Para fines del reglamento, es una persona que:

a) ha sido acreditada como tal por el Colegio Médico del Perú, tras cumplir las formalidades nacionales apropiadas;

b) satisface los requisitos nacionales de capacitación y experiencia para la prescripción de procedimientos que impliquen exposición médica; y

c) es un titular registrado o licenciado según lo determine el reglamento y normas específicas, o bien un trabajador designado por el Titular del Registro o Licencia, con el fin de prescribir procedimientos que impliquen exposición médica.

63. *Miembro del público.* Cualquier individuo de la población, excluidos los individuos expuestos por razones de ocupación o médicas.

64. *Nivel de actuación.* Tasa de dosis o concetración de actividad por encima de las cuales deben adoptarse acciones reparadoras o protectoras en situaciones de exposición crónica o de emergencia.

65. *Nivel de intervención.* Nivel de dosis evitable al alcanzarse el cual se realiza una acción protectora o reparadora específica en una situación de exposición crónica o de emergencia.

66. *Nivel de investigación.* Valor de una magnitud al rebasarse la cual debe efectuarse una investigación relativa a la situación que la ocasiona.

67. *Nivel de referencia.* Término genérico que incluye a los niveles de actuación, de investigación, de intervención y de registro.

68. *Nivel de registro.* Nivel de dosis, de exposición o de incorporación especificado por la Autoridad Nacional que, si son alcanzados o rebasados por trabajadores, deben ser registrados.

69. *Niveles orientativos para exposición médica.* Valores de la dosis, la tasa de dosis o la actividad especificados por la Autoridad Nacional, al rebasarse los cuales conviene efectuar un examen a cargo de los médicos para determinar si son o no excesivos, considerando las circunstancias particulares y aplicando criterios adecuados.

70. *Notificación.* Documento presentado a la Autoridad Nacional por una persona natural o jurídica para comunicar la intención de rea-

lizar una práctica o cualquier otra acción especificada en el Artículo 9° del reglamento.

71. *Persona jurídica.* Organización, sociedad, compañía, empresa, asociación, consorcio, sucesión, institución pública o privada, grupo o entidad política o administrativa, responsables de adoptar cualquier medida con arreglo al reglamento y normas específicas aplicables.

72. *Plan de emergencia.* Conjunto de procedimientos que deben ponerse en práctica inmediatamente en caso de accidente.

73. *Práctica.* Toda actividad humana que introduce fuentes de exposición o vías de exposición adicionales o extiende la exposición a más personas o modifica la red de vías de exposición debidas a las fuentes existentes, de forma que se incremente la exposición o la probabilidad de exposición de personas, o el número de personas expuestas.

74. *Productos de consumo.* Dispositivos de uso común, tales como detectores de humo, esferas luminosas o tubos generadores de iones, que contienen pequeñas cantidades de sustancias radiactivas o emiten radiaciones ionizantes como subproducto.

75. *Profesional de la salud.* Individuo oficialmente acreditado y autorizado conforme a las disposiciones nacionales aplicables, para ejercer una profesión relacionada con la salud.

76. *Protección y seguridad.* Protección de personas contra la exposición indebida a la radiación ionizante y a sustancias radiactivas, así como seguridad de las fuentes de radiación, incluidos los medios para conseguir esa protección y seguridad, prevenir accidentes y atenuar las consecuencias de éstos, si ocurrieran.

77. *Radiación ionizante.* Radiación de energía suficientemente alta para producir pares de iones en una materia o en materias biológicas.

78. *Registro.* Forma de autorización de prácticas y fuentes de radiaciones de riesgo poco relevante.

79. *Restricción de dosis.* Restricción prospectiva de la dosis individual en relación a una fuente que sirve como una frontera en la optimización de la protección y seguridad de la fuente.

80. *Riesgo.* Magnitud de atributos múltiples con la que se expresa peligro o probabilidad de consecuencias nocivas o perjudiciales vinculadas a exposiciones reales o potenciales.

81. *Titular de Licencia.* Persona natural o jurídica poseedora de una licencia vigente concedida para una práctica o fuente, que tiene todos los derechos y deberes reconocidos en lo que respecta a esa práctica o fuente, sobre todo lo que atañe a la protección y seguridad.

82. *Titular de Registro.* Persona natural o jurídica a la que se autoriza la inscripción en registro de una práctica o fuente y tiene derechos y deberes reconocidos para ello, en especial los referidos a la seguridad y protección.

83. *Trabajador expuesto.* Persona que trabaja, en jornada completa, parcial o temporalmente, por cuenta de un empleador y tiene derechos y deberes reconocidos en cuanto a seguridad y protección durante su ocupación. Una persona empleada por su cuenta propia tiene los deberes de un trabajador expuesto.

84. *Vertidos radiactivos.* Sustancias radiactivas provenientes de una fuente adscrita a una práctica que se vierten en forma de gases, aerosoles, líquidos o sólidos al medio ambiente, en general para diluirlas y dispersarlas.

85. *Vigilancia médica.* Supervisión médica cuya finalidad es asegurar la actitud inicial y permanente de los trabajadores para la tarea designada.

86. *Vigilancia radiológica.* Medición de la exposición, la dosis o la contaminación por razones relacionadas con la evaluación o control de la exposición a la radiación o a sustancias radiactivas, e interpretación de los resultados.

CAPITULO III
EXCLUSIONES

Artículo 6°.- Las exposiciones cuya magnitud o probabilidad no son susceptibles de control, aplicando los requisitos del presente reglamento, quedan excluidas del ámbito del reglamento.

CAPITULO IV
PARTES RESPONSABLES

Artículo 7°.- El Instituto Peruano de Energía Nuclear, como Autoridad Nacional, es responsable de asegurar, supervisar y fiscalizar el cumplimiento del presente reglamento.

Artículo 8°.- Los Titulares del Registro o Licencia y los empleadores

son responsables de poner en práctica las disposiciones establecidas en el presente reglamento.

CAPITULO V
DE LAS OBLIGACIONES

Artículo 9°.- Ninguna práctica debe ser adoptada, introducida, realizada, interrumpida o suprimida y ninguna fuente adscrita a una práctica debe ser, según el caso, extraída, preparada mecánicamente, tratada, diseñada, fabricada, construída, montada, comprada, importada, exportada, vendida, prestada, alquilada, recibida, emplazada, situada, puesta en servicio, poseída, usada, operada, mantenida, modificada, reparada, transferida, clausurada, desmontada, transportada, almacenada o evacuada, sino en conformidad con los requisitos establecidos en el reglamento y normas específicas de la Autoridad Nacional, a no ser que la exposición causada por dicha práctica o fuente esté excluída o exenta por el reglamento.

Artículo 10°.- Los responsables de las prácticas y fuentes otorgarán las facilidades requeridas por los inspectores debidamente acreditados de la Autoridad Nacional, para verificar la seguridad y protección de las prácticas o fuentes incluidas en el alcance del reglamento.

CAPITULO VI
INTERPRETACIONES

Artículo 11°.- Ninguna interpretación del presente reglamento será considerada obligatoria para la Autoridad Nacional, salvo que ésta haya sido autorizada expresamente por la Autoridad Nacional.

TITULO II
DE LOS REQUISITOS DE PROTECCION
CAPITULO I
CRITERIOS FUNDAMENTALES

Artículo 12°.- Todas las prácticas propuestas y contínuas y las fuentes adscritas a ellas, deben cumplir los siguientes principios:

a. *Justificación.* Ninguna práctica o fuente adscrita a la práctica será autorizada a no ser que produzca en los individuos expuestos o en la sociedad un beneficio suficiente para compensar los daños que por radiación pudiera causar.

b. *Limitación.* Las exposiciones normales de personas no serán mayores a los límites especificados en el Anexo I. Estos límites de dosis no se aplicarán a las exposiciones médicas de pacientes.

c. *Optimización.* La protección y seguridad se optimizarán de forma que la magnitud de las dosis individuales, el número de personas expuestas y la probabilidad de sufrir exposiciones, sean las más bajas que razonablemente puedan alcanzarse, considerando debidamente los factores sociales y económicos prevalentes del país.

Artículo 13°.- La optimización de las medidas de protección y seguridad relacionadas a una fuente determinada adscrita a una práctica será sometida a restricciones de dosis que no excedan los valores que establezca la Autoridad Nacional y proporcionen la seguridad de que la dosis efectiva en el público, en cualquier año, no exceda el límite de dosis aplicable.

Artículo 14°.- Se establecerán niveles de referencia en las prácticas de tal modo que se pueda efectuar sin dudas la acción a seguir si alguno de ellos es alcanzado o superado. Estos niveles incluirán a los de registro, los de investigación y los de intervención.

CAPITULO II
REQUISITOS DE GESTION

Artículo 15°.- En cada instalación u organización deberá implementarse y mantenerse una cultura de seguridad que considere principios rectores y procedimientos prioritarios en cuanto a seguridad y protección, detección y corrección de problemas que afectan a la seguridad y protección, responsabilidades de cada individuo desde el nivel superior, líneas jerárquicas claras, disposiciones organizativas y de comunicación.

Artículo 16°.- Se establecerán, con magnitud razonable, programas de garantía de calidad que permitan cerciorarse adecuadamente si se satisfacen los requisitos de protección y seguridad, y que se dispongan de mecanismos y procedimientos de control de calidad para examinar y evaluar la efectividad global de las medidas de protección y seguridad.

Artículo 17°.- Se deberán considerar las medidas necesarias para reducir al máximo posible la contribución de errores humanos a los acci-

dentes y otros eventos que pudieran causar exposiciones indebidas.

Artículo 18°.- Deberá disponerse de suficiente personal calificado, entrenado y experimentado en la operación, seguridad y protección, cuyas funciones y responsabilidades están claramente asignadas, de modo que se cumplan con los requisitos del reglamento y de otras normas aplicables.

CAPITULO III
DE LA EXPOSICION OCUPACIONAL

Artículo 19°.- Los Titulares del Registro o Licencia, así como los empleadores de los trabajadores dedicados a actividades que ocasionen la exposición normal o potencial, son responsables de la protección de los trabajadores y del cumplimiento del presente reglamento y normas específicas de la Autoridad Nacional.

Artículo 20°.- No se concederán ni utilizarán compensaciones o tratamientos salariales especiales o preferenciales o protección especial por un seguro, horas de trabajo, duración de vacaciones, días libres suplementarios o prestaciones de jubilación, como sustitutos de las medidas de seguridad y protección que se requieren para cumplir con las prescripciones del reglamento o normas específicas.

Artículo 21°.- Cuando una trabajadora se percate de su embarazo, debe comunicarlo al empleador, para modificar sus condiciones de trabajo, si es necesario, de manera que la dosis en la superficie del abdomen de la trabajadora no sea mayor a 2 mSv para todo el período de embarazo o la ingestión de radioisótopos no sea superior a 1/20 del Límite Anual de Incorporación establecido por la Autoridad Nacional, para ese mismo período.

Artículo 22°.- No se permitirá que una persona menor de 16 años esté sometida a exposición ocupacional.

Artículo 23°.- Ninguna persona menor a 18 años deberá trabajar en una zona controlada, a menos que lo haga bajo supervisión y sólo con fines de capacitación.

Artículo 24°.- Los trabajadores o estudiantes mayores de 18 años que, durante su enseñanza o capacitación estén sometidos a exposiciones, serán considerados como trabajadores expuestos y deberán cumplir con todas las restricciones y requisitos aplicables del reglamento.

Artículo 25°.- Las exposiciones planificadas debidas a circunstancias especiales se justificarán sólo si no se dispone de otras alternativas técnicas que no entrañen tal exposición. En este caso, tanto el trabajo como la dosis que pudiera recibirse, deben ser previamente autorizadas por la Autoridad Nacional y asimismo hacerse todos los esfuerzos razonables por reducir las dosis al nivel más bajo que sea posible, sin superar los límites anuales de dosis.

Artículo 26°.- Toda instalación o lugar donde se utilicen fuentes de radiaciones debe establecer áreas controladas, cuya delimitación considere la magnitud de las exposiciones normales previstas, la probabilidad y magnitud de las exposiciones potenciales, y la naturaleza y alcance de los procedimientos de protección y seguridad requeridos. El área controlada debe cumplir con los siguientes requisitos genéricos, tanto como sean aplicables:

a. Debe estar delimitada por medios físicos o por otros medios adecuados, debe disponer de un sistema de control y alarma, y estará señalizada con un símbolo de advertencia reglamentario, según se indica en el Anexo III, u otro que sea aceptable por la Autoridad Nacional.

b. Debe disponer de medidas de protección y seguridad ocupacional incluidos procedimientos y reglas apropiados.

c. Tendrá acceso restringido mediante procedimientos administrativos.

d. Debe poseer y proveer de equipos y medios de protección individual a la entrada y salida.

e. Será revisada periódicamente con fines de mejorar las medidas de protección y las disposiciones de seguridad.

Artículo 27°.- Toda instalación o lugar donde se utilicen fuentes de radiaciones debe establecer áreas supervisadas, siempre que no hayan sido definidas como áreas controladas y sea aplicable, que cumplan las siguientes condiciones:

a. Deben estar delimitadas por medios apropiados y señalizadas en los puntos de acceso, de acuerdo a lo indicado en el Anexo III.

b. Serán examinadas periódicamente para determinar la necesidad de implementar medidas protectoras y de seguridad, así como de la modificación de sus límites.

Artículo 28°.- En los lugares y puestos de trabajo se establecerá, con-

servará y mantendrá en examen un programa de vigilancia radiológica concordante con la magnitud de las exposiciones normales y potenciales.

Artículo 29°.- La vigilancia radiológica debe satisfacer los siguientes requisitos:

a. permitirá evaluar las condiciones radiológicas existentes,
b. evaluará la exposición de las zonas controladas y supervisadas,
c. examinará la clasificación de las áreas controladas y supervisadas.

Artículo 30°.- Los trabajadores que realicen su trabajo normal u ocasional en áreas controladas y puedan recibir exposición ocupacional significativa, deben estar sometidos a vigilancia radiológica individual obligatoria, mediante sistemas acreditados y en conformidad con las disposiciones específicas de la Autoridad Nacional.

Artículo 31°.- Cuando el trabajador realice sus actividades habituales en áreas supervisadas, o ingrese sólo ocasionalmente a un área controlada, no será obligatoria la vigilancia radiológica individual, pero deberá evaluarse su exposición ocupacional, sea en base a los resultados de la vigilancia radiológica del lugar de trabajo, o a la vigilancia individual.

Artículo 32°.- La vigilancia radiológica operativa será efectuada mediante equipamiento adecuado al tipo de exposición o contaminación a medir, el mismo que deberá ser calibrado a frecuencias que se determinen específicamente y a través de un laboratorio de calibración dosimétrica acreditado por la Autoridad Nacional.

Artículo 33°.- Los trabajadores sometidos a exposición ocupacional deberán ser sometidos a un programa de vigilancia médica basado en los principios de la salud ocupacional, para evaluar su aptitud inicial y permanente para las tareas asignadas. La vigilancia médica es una condición previa a la ocupación de tareas con radiaciones ionizantes.

Artículo 34°.- Los empleadores deben hacer todo esfuerzo razonablemente para otorgar a los trabajadores un empleo sustitutivo, en caso que la Autoridad Nacional determine que no puede continuar, por razones de salud, en un empleo que implique exposición ocupacional.

CAPITULO IV
DE LA EXPOSICION MEDICA

Artículo 35°.- Las exposiciones médicas se justifican sólo si los beneficios de tipo diagnóstico o terapéutico que producirán son mayores que el detrimento radiológico que pudieran causar. Se deberán considerar principalmente los beneficios de usar otras técnicas que no impliquen exposición médica, así como el uso de fuentes que ocasionen menor riesgo que otras, pero que logren los mismos fines que se persiguen.

Artículo 36°.- No se justificarán los exámenes radiológicos con fines ocupacionales, legales o de seguro médico, a menos que tengan una indicación clínica y que proporcionen una información útil sobre la salud del individuo, o que el examen específico esté justificado por los solicitantes, en consulta con órganos profesionales competentes.

Artículo 37°.- No se justifican los exámenes masivos de la población que impliquen exposición médica a menos que las ventajas previstas para los individuos examinados compensen los costos económicos y sociales, incluido el detrimento radiológico. En este caso se tendrá en cuenta el potencial de detección de la enfermedad, la probabilidad de tratamiento eficaz de los casos detectados y, en lo que respecta a ciertas enfermedades, las ventajas que ofrezca a la comunidad el control de la enfermedad.

Artículo 38°.- No se justificará la exposición de personas con fines de investigación a menos que esté en conformidad con las disposiciones de la Declaración de Helsinski, se ajuste a las directrices del Consejo de Organizaciones Internacionales de Ciencias Médicas y se supedite a la asesoría de un comité de ética y a los reglamentos nacionales aplicables. En este caso la exposición debe ser autorizada previamente por la Autoridad Nacional y ser efectuada sólo por personas calificadas y entrenadas, y en las condiciones prescritas específicamente.

Artículo 39°.- Se evitarán los procedimientos de diagnóstico o de terapia que ocasionen exposición en el abdomen de una mujer embarazada o probablemente embarazada, a menos que existan fuertes indicaciones clínicas, en cuyo caso se deben tomar todas las medidas de protección para reducir la dosis al embrión o feto.

Artículo 40°.- La exposición médica se optimizará tomando en consideración los requisitos referentes al diseño de las fuentes y equipos y a la aplicación de procedimientos, de tal modo que se reduzca al mínimo toda exposición no planificada de pacientes y que sea mínima la incidencia del error humano en la administración de la exposición médica.

Artículo 41°.- Los suministradores deberán proporcionar información

detallada de la fuente y equipo, especialmente sobre los parámetros de funcionamiento y operación de éstos, en relación a la protección y seguridad.

Artículo 42°.- Deberán establecerse, mantenerse y examinarse los procedimientos apropiados sobre la operación de las fuentes y equipos, a fin de restringir la dosis en pacientes a las requeridas para un diagnóstico o tratamiento adecuado.

Artículo 43°.- Los equipos y fuentes utilizados con fines de exposición médica deberán ser sometidos a calibraciones periódicas de haz o actividad, a través de un laboratorio de dosimetría acreditado por la Autoridad Nacional, y en las condiciones que se establezcan específicamente.

Artículo 44°.- Se establecerá un programa de garantía de calidad de las exposiciones médicas, apropiado en alcance y extensión, para verificar que los parámetros físicos y clínicos, así como los procedimientos, sean los apropiados para el diagnóstico o tratamiento de pacientes.

Artículo 45°.- Las exposiciones médicas deben realizarse ajustándose, en lo posible, a los niveles orientativos establecidos por la Autoridad Nacional, de tal modo que si las exposiciones o actividades se sitúan lejos de estos niveles se efectúen los exámenes y correcciones necesarios que permitan obtener resultados útiles con una dosis mínima.

Artículo 46°.- Las dosis de personas expuestas con fines de investigación deberán restringirse de modo que no rebasen los valores que establezca la Autoridad Nacional en cada caso. Las dosis de personas que prestan ayuda voluntaria en el cuidado, alivio o bienestar de pacientes, o de los visitantes de pacientes que tengan incluidos radionucleidos con fines terapéuticos, deberán restringirse al valor más bajo que se pueda lograr pero sin que sean mayores al nivel indicado en el Anexo I.

Artículo 47°.- Los pacientes sometidos a tratamiento con fuentes selladas permanentes o fuentes no selladas, deben permanecer en el hospital hasta que la actividad de la fuente incorporada haya descendido a menos de 1100 MBq.

Artículo 48°.- Se deberán investigar todos los incidentes que impliquen exposiciones causadas por tratamientos terapéuticos administrados a un paciente errado, o con dosis o fraccionamientos de dosis considerablemente diferentes a los prescritos por el médico, exposición diagnóstica considerablemente mayor a la prevista, fallas de equipos o sucesos que

causen exposiciones diferentes a las previstas. Las medidas de investigación deben considerar el cálculo de dosis estimada, causas del suceso, medidas correctivas e información del incidente al paciente y a la Autoridad Nacional.

Artículo 49°.- Las exposiciones médicas serán efectuadas sólo bajo prescripción efectuada por un médico, según se define en el reglamento.

Artículo 50°.- La administración de exposiciones médicas debe ser efectuada por profesionales de la salud u otras personas debidamente calificadas y entrenadas, y que estén autorizadas específicamente por la Autoridad Nacional.

Artículo 51°.- Las instalaciones que efectúen exposiciones médicas con fines terapéuticos, deben contar obligatoriamente con un Físico Médico de acuerdo a las condiciones que establezca específicamente la Autoridad Nacional.

Artículo 52°.- Los exámenes radiológicos con fines de detección de robos no se justificarán como exposiciones médicas y deberán satisfacer los requerimientos de exposición pública u ocupacional, según el caso.

CAPITULO V
DE LA EXPOSICION PUBLICA

Artículo 53°.- La exposición pública debida a prácticas y fuentes adscritas a las prácticas deberá ser controlada mediante el examen previo a la puesta en servicio, restricciones de dosis, provisión de blindajes y otros medios de protección conforme lo establezca específicamente la Autoridad Nacional.

Artículo 54°.- La exposición pública debida a la contaminación, deberá ser restringida mediante la aplicación de disposiciones específicas de contención que eviten la dispersión de la fuente.

Artículo 55°.- Los titulares de registro o licencia establecerán un programa de vigilancia radiológica operacional y ambiental, acorde con la magnitud de la fuente, que asegure que se satisfacen los requisitos del reglamento y normas específicas, en cuanto a la exposición del público y a los vertidos de sustancias radiactivas.

Artículo 56°.- Está prohibido suministrar o utilizar dispositivos o productos de consumo que puedan causar exposición al público, a menos que esta exposición esté debidamente justificada o excluida del ámbito

del reglamento o que los productos satisfagan los requisitos de exención o hayan sido autorizados para ser usados por personas del público.

Artículo 57°.- Las siguientes prácticas no serán autorizadas, siempre que su resultado implique un incremento de la actividad de sustancias radiactivas en los productos o artículos conexos.

a. prácticas que afecten a alimentos, bebidas, cosméticos o cualquier otro artículo o producto destinado a su ingestión, inhalación o incorporación percutánea por un ser humano.

b. prácticas que impliquen el uso frívolo de radiación o sustancias radiactivas en artículos o productos tales como juguetes y objetos de joyería o adorno personal.

Artículo 58°.- Los productos de consumo no exentos deben cumplir con los requisitos establecidos en el reglamento y en las normas específicas que apruebe la Autoridad Nacional, respecto a su diseño, uso y evacuación.

CAPITULO VI
EXPOSICION CRONICA

Artículo 59°.- Las situaciones de exposición crónica serán revisadas y controladas por la Autoridad Nacional, en coordinación con las entidades que sean más apropiadas a cada caso.

Artículo 60°.- Las acciones reparadoras y los niveles de actuación se justificarán y optimizarán tomando en consideración las exposiciones individuales y colectivas, los riesgos radiológicos y no radiológicos, los costos financieros y sociales, y los beneficios y la responsabilidad financiera derivados de las acciones reparadoras.

Artículo 61°.- Los niveles de actuación para acciones reparadoras serán determinados específicamente por la Autoridad Nacional, tomando en cuenta los beneficios y costos evaluados.

Artículo 62°.- En relación al radón en viviendas y puestos de trabajo, los niveles de actuación serán los establecidos en el Anexo IV.

Artículo 63°.- Las acciones reparadoras para exposiciones crónicas en viviendas ocupadas por sus propietarios, será voluntaria. En los otros casos, la Autoridad Nacional, en coordinación con las entidades que sean apropiadas, determinará sobre la adopción de las acciones reparadoras, cuando se alcance el nivel de actuación.

TITULO III
REQUISITOS DE SEGURIDAD DE LAS FUENTES

Artículo 64°.- El emplazamiento o la ubicación, diseño, construcción, montaje, puesta en servicio, mantenimiento y clausura de las fuentes adscritas a las prácticas, deberán cumplir con las disposiciones del presente reglamento y de las normas especificadas por la Autoridad Nacional.

Artículo 65°.- Los titulares de licencia efectuarán una evaluación de seguridad para la fuente de la cual son responsables, en las diversas fases descritas anteriormente, concordante con la magnitud de las dosis normales y potenciales, y de acuerdo con los requisitos específicos que determine la Autoridad Nacional.

Artículo 66°.- Las fuentes deberán satisfacer las condiciones de calidad, protección y seguridad que la Autoridad Nacional fije específicamente para cada una de ellas.

Artículo 67°.- Los sistemas y componentes relacionados con la protección y seguridad de las fuentes se diseñarán, construirán, manejarán y mantendrán conforme lo requiera la Autoridad Nacional, para evitar los accidentes y restringir la magnitud y la probabilidad de exposición de trabajadores y miembros del público a los niveles más bajos que razonablemente puedan lograrse.

Artículo 68°.- En la ubicación de una fuente pequeña, se tomará en cuenta los factores que puedan influir en la seguridad física y operacional de la fuente, en la exposición ocupacional y del público.

Artículo 69°.- En la ubicación de una fuente de gran inventario de sustancias radiactivas, se considerarán todas las características que pueden afectar la seguridad radiológica de la fuente y las características de la ubicación que pueden ser afectadas por la fuente, así como la facilidad para la intervención y la ejecución de los planes de emergencia.

Artículo 70°.- Se aplicará a las fuentes un sistema del tipo de barreras múltiples de dispositivos de protección y seguridad, en concordancia con la magnitud y la probabilidad de exposiciones potenciales que pueda ocasionar, de modo que la falla de una barrera sea compensada o corregida por las barreras siguientes.

Artículo 71°.- En la operación o explotación de fuentes de radiación,

se establecerán indicaciones claras, acordes con la relevancia del riesgo, sobre la organización y responsabilidades respecto a la seguridad y protección, requerimientos de evaluación de seguridad, evaluación de consecuencias, procedimientos de operación y su revisión periódica, notificación de accidentes, actividades de mantenimiento, ensayos e inspecciones.

Artículo 72°.- Las fuentes de radiaciones serán guardadas y operadas en condiciones apropiadas de seguridad física que impidan su robo o deterioro y que impidan a toda persona no autorizada realizar acciones para las cuales no está autorizada.

Artículo 73°.- Deberá mantenerse un sistema de contabilidad donde se conste la ubicación y descripción de la fuente, la actividad y forma de las sustancias radiactivas bajo responsabilidad del titular registrado o licenciado.

Artículo 74°.- El titular del registro o licencia dispondrá realizar una investigación y seguimiento cuando se sobrepase un nivel de investigación dado, o cuando se salga de los límites de funcionamiento especificados, o cuando a causa de fallas en equipos, errores, accidentes o contratiempos pueda sobrepasarse cualquier límite o restricción de funcionamiento aplicable.

Artículo 75°.- Las investigaciones se realizarán en la forma más rápida posible luego de ocurridos los sucesos aludidos en el Artículo 74°, debiendo prepararse y remitirse un informe a la Autoridad Nacional donde se describan las causas, consecuencias y recomendaciones para evitar que vuelva a ocurrir.

Artículo 76°.- Se deberán disponer de los medios y medidas necesarias para afrontar y corregir contratiempos o accidentes de operación previsibles que puedan afectar a una fuente, los que incluyan guías, equipo e instrumentación, y adiestramiento de personal.

Artículo 77°.- Es obligatorio establecer los medios necesarios para difundir o facilitar información, según lo establezca la Autoridad Nacional, tanto sobre operaciones normales como las anormales.

Artículo 78°.- Debe establecerse un programa de garantía de calidad, en concordancia con la magnitud y probabilidad de las exposiciones potenciales resultantes de las fuentes bajo responsabilidad.

TITULO IV
DE LAS INTERVENCIONES Y EMERGENCIAS
CAPITULO I
CRITERIOS GENERALES

Artículo 79°.- Las situaciones que requerirán de la intervención son:

a. situaciones de accidente y de emergencia donde se ha activado un plan de emergencia o instrucciones de emergencia.

b. situaciones de exposición crónica que requieren de acciones reparadoras como la exposición natural al radón en edificios, exposición a residuos radiactivos originados en eventos pasados o por fuentes no sometidos a control.

c. toda otra situación de exposición temporal o crónica para la cual, la Autoridad Nacional, aconseja la intervención.

Artículo 80°.- Las intervenciones para evitar o reducir las exposiciones, a través de acciones protectoras o reparadoras, se basarán en las siguientes condiciones generales:

a. La intervención se justificará sólo si se prevé que habrá más beneficios que detrimento, luego de tener en cuenta los factores sanitarios, sociales y económicos del momento y lugar.

b. La forma, extensión y duración de toda acción protectora o reparadora se optimizará de modo que produzca el máximo beneficio neto, en las condiciones sociales y económicas del momento.

Artículo 81°.- En el caso de prácticas autorizadas, la exposición ocupacional y la responsabilidad de la intervención corresponderá al Titular registrado o licenciado, según lo establecido por la Autoridad Nacional y en la documentación preceptiva de autorización.

Artículo 82°.- La exposición pública en intervenciones será responsabilidad del Titular de la práctica y de la fuente causante del evento.

Artículo 83°.- En el caso de intervenciones causadas por fuentes de exposición cuyo control no sea factible por la Autoridad Nacional o sean casos de exposición crónica, el control de las exposiciones se basará en los criterios y planes que la Autoridad Nacional mantenga operativos.

Artículo 84°.- Las acciones protectoras o reparadoras se ejecutarán sólo si se rebasan o pueden rebasarse los niveles de intervención o actuación determinados en el Anexo II.

Artículo 85°.- Los gastos que demande la intervención de la Autoridad Nacional ante situaciones de emergencia, serán cubiertas por el Titular de la práctica y de la fuente que cause el evento, según sea aplicable.

CAPITULO II
EMERGENCIAS

Artículo 86°.- Para todas las prácticas autorizadas deberán prepararse planes de emergencia, concordantes con la magnitud de la fuente y de la exposición potencial, donde se especifiquen cómo debe cumplirse la gestión de las intervenciones en el emplazamiento y fuera del emplazamiento, conforme sea necesario.

Artículo 87°.- Los planes de emergencia incluirán, según proceda, la organización y responsabilidades, atribuciones de notificación e inicio de la intervención, condiciones que pueden dar inicio a la intervención, niveles de intervención, procedimientos de acción durante la intervención que incluyan el contacto con las entidades intervinientes, información al público y criterios para la finalización de las acciones protectoras y de la intervención, así como los ejercicios y las revisiones del Plan.

Artículo 88°.- Los planes de emergencia en el emplazamiento serán preparados y ejecutados, cuando se requiera, por el titular de la autorización.

Artículo 89°.- Los planes de emergencia fuera del emplazamiento serán efectuados en coordinación con otras entidades cuyas responsabilidades consideran su intervención ante desastres convencionales.

Artículo 90°.- La intervención en situaciones de exposición de emergencia, se realizará en base a niveles de intervención y niveles de actuación previamente establecidos.

Artículo 91°.- Para evitar dosis inmediatas se implementarán acciones protectoras, que se justifiquen cuando sea probable que la dosis proyectada produzca una lesión grave, de acuerdo a los niveles de dosis indicados en el Anexo II.

Artículo 92°.- La decisión para emprender acciones protectoras inmediatas se tomarán considerando las circunstancias del momento del accidente y en la expectativa de la emisión de sustancias radiactivas al medio ambiente o de la exposición a niveles de dosis inaceptables.

Artículo 93°.- Las acciones protectoras a largo plazo se emprenderán después de considerar las proyecciones de dosis previstas, resultantes de la contaminación de alimentos o irradiación de personas en una determinada ubicación.

Artículo 94°.- La exposición sufrida por miembros del público debido a un accidente, será evaluada basándose en la información más correcta y exacta posible, y los datos y resultados serán accesibles al público.

Artículo 95°.- Ningún trabajador o persona participante en una intervención se expondrá a niveles que rebasen el límite de dosis ocupacional en un solo año, según se indica en el Anexo I, excepto que:

- se trate de salvar vidas o prevenir lesiones graves
- participe en acciones destinadas a evitar una gran dosis colectiva,
- participe en acciones para impedir que se llegue a situaciones catastróficas.

Artículo 96°.- En el caso de intervención en las circunstancias indicadas, deberá tratarse de que la dosis recibida por el trabajador o persona no sea mayor a 40 mSv, excepto en el caso de acciones para salvar vidas donde debe tratarse que la dosis no sea mayor a 200 mSv.

Artículo 97°.- Los trabajadores o personas que participen en acciones donde su dosis podría aproximarse o ser mayor a 200 mSv deberán hacerlo sólo cuando el beneficio a terceros sea claramente mayor que el riesgo propio.

Artículo 98°.- Los trabajadores y personas que participan en la intervención deben ser voluntarios, estar informados previamente del riesgo inherente a su actuación, ser adiestrados para las acciones que se les requiera y ser protegidos adecuadamente durante la intervención.

Artículo 99°.- Al término de la intervención deberá informarse a los trabajadores y personas participantes de las dosis recibidas y de los riesgos consiguientes a su salud.

Artículo 100°.- Un trabajador que haya estado sometido a una exposición de emergencia no será impedido de seguir trabajando con radiaciones, excepto que el nivel de dosis haya podido ser mayor a 200 mSv, en cuyo caso se solicitará la opinión y asesoramiento médico antes de que pueda continuar trabajando con radiaciones.

TITULO V
DEL TRANSPORTE DE MATERIAL RADIACTIVO Y NUCLEAR
CAPITULO UNICO
REQUISITOS GENERALES

Artículo 101°.- El transporte de material nuclear y radiactivo será efectuado tomando debida consideración de la protección de personas involucradas en el transporte, miembros del público y medio ambiente, así como los requisitos de seguridad física y salvaguardias que sean aplicables al material.

Artículo 102°.- Los requisitos aplicables al transporte de material radiactivo serán aquellos establecidos en el Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos del Organismo Internacional de Energía Atómica, así como otras normas específicas que establezca o considere necesario aplicar la Autoridad Nacional.

TITULO VI
DE LOS DESECHOS RADIACTIVOS
CAPITULO UNICO
REQUISITOS GENERALES

Artículo 103°.- No está permitido evacuar desechos radiactivos al medio ambiente, sin autorización previa de la Autoridad Nacional.

Artículo 104°.- Los titulares de registro o licencia tomarán las medidas necesarias para reducir al mínimo la actividad y volumen de desechos producidos, y asímismo disponer que el desecho se someta a una gestión adecuada.

Artículo 105°.- El vertido de sustancias radiactivas al ambiente se efectuará solamente si éstas han sido dispensadas o autorizadas específica mente, o si se han satisfecho las normas específicas aplicables aprobadas por la Autoridad Nacional.

Artículo 106°.- La descarga de efluentes radiactivos al ambiente se complementará con un programa de vigilancia ambiental adecuado, en aquellos casos específicos indicados por la Autoridad Nacional. Los resultados de la vigilancia serán registrados e informados a la Autoridad Nacional.

Artículo 107°.- No se permitirá la importación ni el movimiento de desechos radiactivos hacia, o a través del territorio nacional.

TITULO VII
CONTROL DE FUENTES Y PRACTICAS
CAPITULO I
DE LAS AUTORIZACIONES

Artículo 108°.- Toda persona natural o jurídica que se proponga realizar alguna de las acciones indicadas en el Artículo 9°, deberá notificar por escrito a la Autoridad Nacional ese propósito.

Artículo 109°.- Las personas responsables de las prácticas y fuentes adscritas a las prácticas, deberán contar con una autorización de la Autoridad Nacional en forma de registro o licencia vigente, según corresponda, y cuya solicitud inicial y/o revalidación deberá hacerse conforme a los procedimientos y requisitos técnicos que especifique la Autoridad Nacional.

Artículo 110°.- Las personas que soliciten una autorización a la Autoridad Nacional, se abstendrán de realizar cualquier actividad indicada en el Artículo 9°, hasta que se haya concedido la autorización solicitada.

Artículo 111°.- La manipulación, operación o trabajo con fuentes de radiaciones ionizantes será permitida sólo a personas autorizadas, mediante una licencia individual vigente, siempre que cumpla los requisitos específicos de la Autoridad Nacional.

Artículo 112°.- Los titulares de registro o licencia serán responsables de establecer y aplicar las medidas técnicas y organizativas necesarias para asegurar la protección y seguridad de las fuentes para cuyo uso han sido autorizados.

Artículo 113°.- Las organizaciones o entidades que requieran de otras entidades servicios que impliquen utilización de fuentes de radiaciones o servicios relacionados a estas fuentes, deberán abstenerse de utilizar estos servicios si es que la empresa prestataria no está autorizada o acreditada por la Autoridad Nacional.

CAPITULO II
DE LAS EXENCIONES Y DISPENSAS

Artículo 114°.- Las prácticas y fuentes adscritas a una práctica podrán

eximirse de los requisitos establecidos en el reglamento si cumplen con los requisitos especificados en el Anexo V.

Artículo 115°.- Las prácticas que no están justificadas no se considerarán exentas.

Artículo 116°.- Los casos de fuentes radiactivas que se ajustan a los niveles de exención, estando dentro de prácticas autorizadas o notificadas, serán evaluadas por la Autoridad Nacional antes de poder ser dispensadas de los requisitos del reglamento.

CAPITULO III
DE LOS REGISTROS Y REPORTES

Artículo 117°.- Los titulares de registro o licencia deberán mantener registros de la exposición de trabajadores evaluados dosimétricamente, así como de los datos resultantes de la vigilancia radiológica operativa y ambiental, conforme al modo y forma que lo establezca específicamente la Autoridad Nacional.

Artículo 118°.- Se deberán mantener y hacer accesibles los registros relativos a los datos, parámetros y factores que permitan determinar retrospectivamente las dosis en pacientes. Estos registros deberán incluir las constancias de las calibraciones y comprobaciones periódicas de parámetros físicos y clínicos relevantes.

Artículo 119°.- Para tener constancia de los resultados de la verificación del cumplimiento de parámetros de seguridad de las fuentes y sus sistemas de seguridad y protección, deberán mantenerse registros escritos sobre ellos, incluidos los de ensayos, calibraciones, mantenimientos, modificaciones, fallas e incidentes, según sean requeridos específicamente.

Artículo 120°.- Toda persona o entidad que haya tomado conocimiento de una exposición o evento accidental, está obligada a reportar a la Autoridad Nacional, por el medio más rápido posible.

Artículo 121°.- Los titulares de registro o licencia, están obligados a remitir información relativa a la seguridad y protección de la práctica y fuente adscrita a la práctica, concordante con la magnitud de las exposiciones normales y potenciales, y conforme lo requiera la Autoridad Nacional.

CAPITULO IV
DE LAS INSPECCIONES

Artículo 122°.- La Autoridad Nacional efectuará inspecciones a la seguridad radiológica a todas las prácticas y fuentes de radiaciones, a través de sus inspectores debidamente acreditados, para fiscalizar el cumplimiento del presente reglamento y de otras normas que sean aplicables.

Artículo 123°.- El Titular de una práctica y/o fuente de radiación debe facilitar el acceso a los inspectores de la Autoridad Nacional, así como otorgarles las facilidades necesarias para verificar la seguridad radiológica de estas prácticas y fuentes.

Artículo 124°.- En casos de manifiesto peligro o riesgo indebido, de acuerdo a la gravedad y urgencia del caso, los inspectores pueden dictar y/o adoptar las medidas que estimen necesarias con el fin de asegurar la salud de personas y la seguridad de las fuentes de radiación.

TITULO VIII
DE LA RESPONSABILIDAD CIVIL
CAPITULO UNICO
DISPOSICIONES GENERALES

Artículo 125°.- Los titulares de registros o licencias, así como los empleadores, serán responsables por los daños radiológicos y nucleares a personas, medio ambiente y/o propiedad, que puedan producirse como consecuencia de la utilización de las fuentes de radiaciones a su cargo.

Artículo 126°.- Los titulares de registros o licencias, y los empleadores, deberán establecer los recaudos necesarios para el pago de indemnizaciones y coberturas por daños radiológicos y nucleares causadas por las fuentes de radiaciones a su cargo, en conformidad con las disposiciones legales vigentes al respecto.

Artículo 127°.- Está prohibido el tráfico ilícito de material nuclear o radiactivo dentro o a través del territorio de la república. En este sentido, cualquier uso, traslado, importación, exportación, tenencia o almacenamiento del material indicado, que no cumpla con los requisitos del Capítulo I del Título VII, podrá ser considerado como tráfico ilícito, siempre que la investigación de la Autoridad Nacional así lo determine.

TITULO IX
CAPITULO UNICO
DE LAS SANCIONES

Artículo 128°.- La violación, infracción o incumplimiento de las disposiciones contenidas en el presente reglamento, serán sancionadas por la Autoridad Nacional.

Artículo 129°.- Las sanciones se aplicarán conforme al régimen de sanciones establecido por la Autoridad Nacional, el cual tendrá consideración de las causas, intención, frecuencia y consecuencias de dichas infracciones, incumplimientos o violaciones.

Artículo 130°.- La aplicación de las sanciones establecidas por la Autoridad Nacional, no exime de la aplicación de otras derivadas de las responsabilidades civiles o penales que otros organismos consideren adecuadas.

DISPOSICION TRANSITORIA

Se concede un plazo de un año, a partir de la publicación oficial del dispositivo legal que aprueba el presente reglamento, para que todas las personas naturales y jurídicas se adecúen a las disposiciones del mismo.

ANEXO I
LIMITES DE DOSIS

1. Las dosis de los trabajadores expuestos ocupacionalmente deben limitarse de modo que no excedan:

a) 20 mSv de dosis efectiva en un año, como promedio, en un período de 5 años consecutivos,

b) 50 mSv de dosis efectiva en un año, siempre que no sobrepase 100 mSv en 5 años consecutivos,

c) 150 mSv de dosis equivalente en un año, en el cristalino,

d) 500 mSv de dosis equivalente en un año, para la piel y extremidades.

2. Para aprendices de 16 a 18 años en situación de capacitación para trabajar con radiaciones, y de estudiantes de 16 a 18 años que utilicen radiaciones en el curso de su formación, los límites de dosis son:

a) una dosis efectiva de 6 mSv en un año,

b) una dosis equivalente al cristalino de 50 mSv en un año,

c) una dosis equivalente a las extremidades o piel de 150 mSv en un año.

3. La exposición al público como consecuencia de las prácticas no debe exceder de:

a) una dosis efectiva de 1 mSv por año,

b) una dosis equivalente en cristalino de 15 mSv por año,

c) una dosis equivalente a la piel de 50 mSv por año.

4. La exposición de personas que prestan asistencia voluntaria a pacientes, no como parte de su empleo u ocupación, debe restringirse de modo que sea improbable que su dosis exceda 5 mSv durante el período que abarque el examen diagnóstico o tratamiento de cada paciente.

5. La dosis en niños que visiten pacientes que han incorporado sustancias radiactivas debe restringirse a menos de 1 mSv, durante el período de diagnóstico o tratamiento del paciente.

6. Los límites de dosis especificados en el presente Anexo se aplican a la suma de las dosis por exposición externa a radiación penetrante y por incorporaciones en el mismo período.

7. Las dosis combinadas deben limitarse por la relación:

$$\frac{H_p(d)}{DL} + \sum_j \frac{I_{j,ing}}{I_{j,ing,L}} + \sum_j \frac{I_{j,inh}}{I_{j,inf,L}} \leq 1,$$

siendo $H_p(d)$ la dosis equivalente causada por la radiación penetrante durante el año, DL es límite aplicable de dosis efectiva, $I_{j,inh,L}$ y $I_{j,ing,L}$ los límites anuales de incorporación por inhalación o ingestión del radionuclido j, según lo establezca la Autoridad Nacional.

8. En el caso del radón, las energías potenciales convertidas de los límites principales son 14 mJhm^3 para 20 mSv y 35 mJhm^3 para 50 mSv.

ANEXO II

NIVELES DE DOSIS PARA LOS QUE SE DEBE INTERVENIR EN CUALQUIER CIRCUNSTANCIA

TABLA II.1
EXPOSICIONES AGUDAS

Organo o tejido	Dosis absorbida proyectada al órgano o tejido en menos de dos días (Gy)
Todo el organismo médula ósea	1
Pulmón	6
Piel	3
Tiroides	5
Cristalino	2
Gónada	3

Para dosis al feto mayores a 0,1 Gy (en menos de dos días) se considerarán los posibles efectos determinísticos para justificar y optimizar los niveles de acción para protección inmediata.

TABLA II.2
EXPOSICIONES CRONICAS

Organo o tejido	Tasa de dosis eqivalente Sv/a
Gónada	0,2
Cristalino	0,1
Médula ósea	0,4

TABLA II.3
NIVELES DE INTERVENCION PARA LA RETIRADA O SUSTITUCION DE ALIMENTOS

Radionuclido	alimentos destinados al consumo general (kBq/kg)	Leche,alimentos para bebés y agua potable (kBq/kg)
$Cs^{137,134}$, $Ru^{103,106}$, Sr^{89}	1	1
I^{131}		0,1
Sr^{90}	0,1	0,1
Am^{241}, $Pu^{238,239}$	0,01	0,001

ACCIONES PROTECTORAS URGENTES

1. La dosis evitable por permanencia en edificios es 10 mSv en un período no mayor a 2 días.
2. La evacuación temporal debe efectuarse para una dosis evitable de 50 mSv en un período no mayor a una semana.
3. La profilaxis con iodo debe efectuarse para una dosis evitable de 100 mGy de dosis absorbida comprometida a la tiroides.

REUBICACION TEMPORAL Y PERMANENTE

1. Los niveles de dosis optimizados para el comienzo y el término de la reubicación temporal son 30 mSv y 10 mSv en un mes, respectivamente.
2. Si se prevé que la dosis acumulada en un mes no descienda por debajo de este nivel en uno o dos años, o si la dosis proyectada rebasa 1 Sv durante toda la vida, se debe considerar la reubicación permanente.
3. Las dosis consideradas para determinar esta intervención son aquellas causadas por todas las vías de exposición que se eviten con la contramedida, excluyendo los alimentos y el agua.

ANEXO III
SEñAL DE ADVERTENCIA PARA AREAS CONTROLADAS Y AREAS SUPERVISADAS

a. Las dimensiones mínimas de la señal son 22 cm. y 29 cm. de longitud.

b. El color de fondo de la señal es BLANCO.

c. El triángulo donde está el símbolo de radiaciones tiene un fondo de color AMARILLO, y el símbolo de radiaciones y el triángulo son de color NEGRO.

d. La franja inferior es de color ROJO para AREA CONTROLADA y de color AMARILLO para AREA SUPERVISADA.

e. En el recuadro puede colocarse una leyenda que identifique el área.

ANEXO IV
RADON EN VIVIENDAS Y PUESTOS DE TRABAJO

1. El nivel de actuación para la exposición crónica de radón en viviendas es una concentración media anual de 200 a 600 Bq/m^3 de Rn 222 en el aire.

2. El nivel de actuación para una acción reparadora en la exposición crónica a radón en puestos de trabajo es una concentración media anual de 1000 Bq/m^3 de Rn 222 en aire.

ANEXO V
EXENCIONES

1. Las fuentes y prácticas adscritas serán declaradas exentas si se satisfacen los siguientes criterios en todas las situaciones posibles:

a. la dosis efectiva que se prevé ocasionará a cualquier miembro del público sea del orden de 10 μ Sv o menos en un año, o

b. la dosis efectiva colectiva comprometida en un año no sea superior a 1 Sv.hombre o que una evaluación de la optimización de la protección determine que la exención es la mejor opción.

2. Las siguientes fuentes adscritas a prácticas quedan automáticamente exentas de los requisitos del reglamento, incluidos los de notificación, registro o concesión de licencia:

a. Las sustancias radiactivas en las que la actividad total de un nucleido determinado presente en la instalación en un momento dado, o la concentración de la actividad utilizada no sobrepase los límites establecidos en la Tabla V.1.

b. Los generadores de radiación y cualquier tubo electrónico siempre que:

- no causen, en condiciones normales de operación, una tasa de dosis equivalente ambiental o direccional, según el caso, mayor a 1 μ Sv/h a 10 cm. de cualquier superficie accesible al aparato, o bien
- la energía máxima de la radiación producida no sean superior a 5 keV.

3. Las sustancias radiactivas provenientes de una práctica o fuente autorizada cuyo vertido al ambiente se haya autorizado, están eximidas de todo nuevo requisito de notificación, registro o licencia, a menos que la Autoridad Nacional especifique otra cosa.

TABLA V.1

CONCENTRACIONES Y CANTIDADES EXENTAS DE MATERIAL RADIACTIVO

Radio-isótopo	Concen-tración (Bq/g)	Acti-vidad (Bq)	Radio-isótopo	Concen-tración (Bq/g)	Acti-vidad (Bq)
H-3	1×10^6	1×10^9	Be-7	1×10^3	1×10^7
C-14	1×10^4	1×10^7	O-15	1×10^2	1×10^9
F-18	1×10^1	1×10^6	Na-22	1×10^1	1×10^6
Na-24	1×10^1	1×10^5	Si-31	1×10^3	1×10^6
P-32	1×10^3	1×10^5	P-33	1×10^5	1×10^8
S-35	1×10^5	1×10^8	Cl-36	1×10^4	1×10^6
Cl-38	1×10^1	1×10^5	Ar-37	1×10^6	1×10^8
Ar-41	1×10^2	1×10^9	K-40	1×10^2	1×10^6
K-42	1×10^2	1×10^6	K-43	1×10^1	1×10^6
Ca-45	1×10^4	1×10^7	Ca-47	1×10^1	1×10^6

Sc-46	1×10^{1}	1×10^{6}	Sc-47	1×10^{2}	1×10^{6}
Sc-48	1×10^{1}	1×10^{5}	V-48	1×10^{1}	1×10^{5}
Cr-51	1×10^{3}	1×10^{7}	Mn-51	1×10^{1}	1×10^{5}
Mn-52	1×10^{1}	1×10^{5}	Mn-52m	1×10^{1}	1×10^{5}
Mn-53	1×10^{4}	1×10^{9}	Mn-54	1×10^{1}	1×10^{6}
Mn-56	1×10^{1}	1×10^{5}	Fe-52	1×10^{1}	1×10^{6}
Fe-55	1×10^{4}	1×10^{6}	Fe-59	1×10^{1}	1×10^{6}
Co-55	1×10^{1}	1×10^{6}	Co-56	1×10^{1}	1×10^{5}
Co-57	1×10^{2}	1×10^{6}	Co-58	1×10^{1}	1×10^{6}
Co-58m	1×10^{4}	1×10^{7}	Co-60	1×10^{1}	1×10^{5}
Co-60m	1×10^{3}	1×10^{6}	Co-61	1×10^{2}	1×10^{6}
Co-62m	1×10^{1}	1×10^{5}	Ni-59	1×10^{4}	1×10^{8}
Ni-63	1×10^{5}	1×10^{8}	Ni-65	1×10^{1}	1×10^{6}
Cu-64	1×10^{2}	1×10^{6}	Zn-65	1×10^{1}	1×10^{6}
Zn-69	1×10^{4}	1×10^{6}	Zn-69m	1×10^{2}	1×10^{6}
Ga-72	1×10^{1}	1×10^{5}	Ge-71	1×10^{4}	1×10^{8}
As-73	1×10^{3}	1×10^{7}	As-74	1×10^{1}	1×10^{6}
As-76	1×10^{2}	1×10^{5}	As-77	1×10^{3}	1×10^{6}
Se-75	1×10^{2}	1×10^{6}	Br-82	1×10^{1}	1×10^{6}
Kr-74	1×10^{2}	1×10^{9}	Kr-76	1×10^{2}	1×10^{9}
Kr-77	1×10^{2}	1×10^{9}	Kr-79	1×10^{3}	1×10^{5}
Kr-81	1×10^{4}	1×10^{7}	Kr-83m	1×10^{5}	1×10^{12}
Kr-85	1×10^{5}	1×10^{4}	Kr-85m	1×10^{3}	1×10^{10}
Kr-87	1×10^{2}	1×10^{9}	Kr-88	1×10^{2}	1×10^{9}
Rb-86	1×10^{2}	1×10^{5}	Sr-85	1×10^{2}	1×10^{6}
Sr-85m	1×10^{2}	1×10^{7}	Sr-87m	1×10^{2}	1×10^{6}
Sr-89	1×10^{3}	1×10^{6}	Sr-90	1×10^{2}	1×10^{4}
Sr-91	1×10^{1}	1×10^{5}	Sr-92	1×10^{1}	1×10^{6}
Y-90	1×10^{3}	1×10^{5}	Y-91	1×10^{3}	1×10^{6}
Y-91m	1×10^{2}	1×10^{6}	Y-92	1×10^{2}	1×10^{5}
Y-93	1×10^{2}	1×10^{5}	Zr-93	1×10^{3}	1×10^{7}
Zr-95	1×10^{1}	1×10^{6}	Zr-97	1×10^{1}	1×10^{5}
Nb-93m	1×10^{4}	1×10^{7}	Nb-94	1×10^{1}	1×10^{6}
Nb-95	1×10^{1}	1×10^{6}	Nb-97	1×10^{1}	1×10^{6}
Nb-98	1×10^{1}	1×10^{5}	Mo-90	1×10^{1}	1×10^{6}
Mo-93	1×10^{3}	1×10^{8}	Mo-99	1×10^{2}	1×10^{6}
Mo-101	1×10^{1}	1×10^{6}	Tc-96	1×10^{1}	1×10^{6}

Tc-96m	1×10^{3}	1×10^{7}	Tc-97	1×10^{3}	1×10^{8}
Tc-97m	1×10^{3}	1×10^{7}	Tc-99	1×10^{4}	1×10^{7}
Tc-99m	1×10^{2}	1×10^{7}	Ru-97	1×10^{2}	1×10^{7}
Ru-103	1×10^{2}	1×10^{6}	Ru-105	1×10^{1}	1×10^{6}
Ru-106	1×10^{2}	1×10^{5}	Rh-103m	1×10^{4}	1×10^{8}
Rh-105	1×10^{2}	1×10^{7}	Pd-103	1×10^{3}	1×10^{8}
Pd-109	1×10^{3}	1×10^{6}	Ag-105	1×10^{2}	1×10^{6}
Ag-110m	1×10^{1}	1×10^{6}	Ag-111	1×10^{3}	1×10^{6}
Cd-109	1×10^{4}	1×10^{6}	Cd-115	1×10^{2}	1×10^{6}
Cd-115m	1×10^{3}	1×10^{6}	In-111	1×10^{2}	1×10^{6}
In-113m	1×10^{2}	1×10^{6}	In-114m	1×10^{2}	1×10^{6}
In-115m	1×10^{2}	1×10^{6}	Sn-113	1×10^{3}	1×10^{7}
Sn-125	1×10^{2}	1×10^{5}	Sb-122	1×10^{2}	1×10^{4}
Sb-124	1×10^{1}	1×10^{6}	Sb-125	1×10^{2}	1×10^{6}
Te-123m	1×10^{2}	1×10^{7}	Te-125m	1×10^{3}	1×10^{7}
Te-127	1×10^{3}	1×10^{6}	Te-127m	1×10^{3}	1×10^{7}
Te-129	1×10^{2}	1×10^{6}	Te-129m	1×10^{3}	1×10^{6}
Te-131	1×10^{2}	1×10^{5}	Te-131m	1×10^{1}	1×10^{6}
Te-132	1×10^{2}	1×10^{7}	Te-133	1×10^{1}	1×10^{5}
Te-133m	1×10^{1}	1×10^{5}	Te-134	1×10^{1}	1×10^{6}
I-123	1×10^{2}	1×10^{7}	I-125	1×10^{3}	1×10^{6}
I-126	1×10^{2}	1×10^{6}	I-129	1×10^{2}	1×10^{5}
I-130	1×10^{1}	1×10^{6}	I-131	1×10^{2}	1×10^{6}
I-132	1×10^{1}	1×10^{5}	I-133	1×10^{1}	1×10^{6}
I-134	1×10^{1}	1×10^{5}	I-135	1×10^{1}	1×10^{6}
Xe-131m	1×10^{4}	1×10^{4}	Xe-133	1×10^{3}	1×10^{4}
Xe-135	1×10^{3}	1×10^{10}	Cs-129	1×10^{2}	1×10^{5}
Cs-131	1×10^{3}	1×10^{6}	Cs-132	1×10^{1}	1×10^{5}
Cs-134m	1×10^{3}	1×10^{5}	Cs-134	1×10^{1}	1×10^{4}
Cs-135	1×10^{4}	1×10^{7}	Cs-136	1×10^{1}	1×10^{5}
Cs-137	1×10^{1}	1×10^{4}	Cs-138	1×10^{1}	1×10^{4}
Ba-131	1×10^{2}	1×10^{6}	Ba-140	1×10^{1}	1×10^{5}
La-140	1×10^{1}	1×10^{5}	Ce-139	1×10^{2}	1×10^{6}
Ce-141	1×10^{2}	1×10^{7}	Ce-143	1×10^{2}	1×10^{6}
Ce-144	1×10^{2}	1×10^{5}	Pr-142	1×10^{2}	1×10^{5}
Pr-143	1×10^{4}	1×10^{6}	Nd-147	1×10^{2}	1×10^{6}
Nd-149	1×10^{2}	1×10^{6}	Pm-147	1×10^{4}	1×10^{7}

Pm-149	1×10^3	1×10^6	Sm-151	1×10^4	1×10^8
Sm-153	1×10^2	1×10^6	Eu-152	1×10^1	1×10^6
Eu-152m	1×10^2	1×10^6	Eu-154	1×10^1	1×10^6
Eu-155	1×10^2	1×10^7	Gd-153	1×10^2	1×10^7
Gd-159	1×10^3	1×10^6	Tb-160	1×10^1	1×10^6
Dy-165	1×10^3	1×10^6	Dy-166	1×10^3	1×10^6
Ho-166	1×10^3	1×10^5	Er-169	1×10^4	1×10^7
Tm-170	1×10^2	1×10^6	Tm-171	1×10^3	1×10^6
Yb-175	1×10^4	1×10^7	Lu-177	1×10^3	1×10^7
Hf-181	1×10^1	1×10^6	Ta-182	1×10^1	1×10^4
W-181	1×10^3	1×10^7	W-185	1×10^4	1×10^7
W-187	1×10^2	1×10^6	Re-186	1×10^3	1×10^6
Re-188	1×10^2	1×10^5	Os-185	1×10^1	1×10^6
Os-191	1×10^2	1×10^7	Os-191m	1×10^3	1×10^7
Os-193	1×10^2	1×10^6	Ir-190	1×10^1	1×10^6
Ir-192	1×10^1	1×10^4	Ir-194	1×10^2	1×10^5
Pt-191	1×10^2	1×10^6	Pt-193m	1×10^3	1×10^7
Pt-197	1×10^3	1×10^6	Pt-197m	1×10^2	1×10^6
Au-198	1×10^2	1×10^6	Au-199	1×10^2	1×10^6
Hg-197	1×10^2	1×10^7	Hg-197m	1×10^2	1×10^6
Hg-203	1×10^2	1×10^5	Tl-200	1×10^1	1×10^6
Tl-201	1×10^2	1×10^6	Tl-202	1×10^2	1×10^6
Tl-204	1×10^4	1×10^4	Pb-203	1×10^2	1×10^6
Pb-210	1×10^1	1×10^4	Pb-212	1×10^1	1×10^5
Bi-206	1×10^1	1×10^5	Bi-207	1×10^1	1×10^6
Bi-210	1×10^3	1×10^6	Bi-212	1×10^1	1×10^5
Po-203	1×10^1	1×10^6	Po-205	1×10^1	1×10^6
Po-207	1×10^1	1×10^6	Po-210	1×10^1	1×10^4
At-211	1×10^3	1×10^7	Rn-220	1×10^4	1×10^7
Rn-222	1×10^1	1×10^8	Ra-223	1×10^2	1×10^5
Ra-224	1×10^1	1×10^5	Ra-225	1×10^2	1×10^5
Ra-226	1×10^1	1×10^4	Ra-227	1×10^2	1×10^6
Ra-228	1×10^1	1×10^5	Ac-228	1×10^1	1×10^6
Th-226	1×10^3	1×10^7	Th-227	1×10^1	1×10^4
Th-228	1×10^0	1×10^4	Th-229	1×10^0	1×10^3
Th-230	1×10^0	1×10^4	Th-231	1×10^3	1×10^7
Th-nat	1×10^0	1×10^3	(incl.	th-232)	

Th-234	1×10^3	1×10^5	Pa-230	1×10^1	1×10^6
Pa-231	1×10^0	1×10^3	Pa-233	1×10^2	1×10^7
U-230	1×10^1	1×10^5	U-231	1×10^2	1×10^7
U-232	1×10^0	1×10^3	U-233	1×10^1	1×10^4
U-234	1×10^1	1×10^4	U-235	1×10^1	1×10^4
U-236	1×10^1	1×10^4	U-237	1×10^2	1×10^6
U-238	1×10^1	1×10^4	U-nat	1×10^0	1×10^3
U-239	1×10^2	1×10^6	U-240	1×10^3	1×10^7
U-240	1×10^1	1×10^6	Np-237	1×10^0	1×10^3
Np-239	1×10^2	1×10^7	Np-240	1×10^1	1×10^6
Pu-234	1×10^2	1×10^7	Pu-235	1×10^2	1×10^7
Pu-236	1×10^1	1×10^4	Pu-237	1×10^3	1×10^7
Pu-238	1×10^0	1×10^4	Pu-239	1×10^0	1×10^4
Pu-240	1×10^0	1×10^3	Pu-241	1×10^2	1×10^5
Pu-242	1×10^0	1×10^4	Pu-243	1×10^3	1×10^7
Pu-244	1×10^0	1×10^4	Am-241	1×10^0	1×10^4
Am-242	1×10^3	1×10^6	Am-242m	1×10^0	1×10^4
Am-243	1×10^0	1×10^3	Cm-242	1×10^2	1×10^5
Cm-243	1×10^0	1×10^4	Cm-244	1×10^1	1×10^4
Cm-245	1×10^0	1×10^3	Cm-246	1×10^0	1×10^3
Cm-247	1×10^0	1×10^4	Cm-248	1×10^0	1×10^3
Bk-249	1×10^3	1×10^6	Cf-246	1×10^3	1×10^6
Cf-248	1×10^1	1×10^4	Cf-249	1×10^0	1×10^3
Cf-250	1×10^1	1×10^4	Cf-251	1×10^0	1×10^3
Cf-252	1×10^1	1×10^4	Cf-253	1×10^2	1×10^5
Cf-254	1×10^0	1×10^3	Es-253	1×10^2	1×10^5
Es-254	1×10^1	1×10^4	Es-254m	1×10^2	1×10^6
Fm-254	1×10^4	1×10^7	Fm-255	1×10^3	1×10^6

ANEXO VI

TABLA VI.1
FACTORES DE PONDERACION POR TIPO DE RADIACION Y ENERGIA

Tipo y energía de la radiación	Factor de ponderación (W_T)
Fotones de toda energía	1
Electrones y muones de toda energía	1
Neutrones de energía:	
<10 keV	5
10 10 keV a 100 keV	10
> 100 keV 2 MeV	20
>2 MeV 20 MeV	10
>20 MeV	5
Protones (no de retroceso) de energía > 2 MeV	5
Partículas alfa, fragmentos de fisión, núcleos pesados	20

TABLA VI.2
FACTORES DE PONDERACION DE TEJIDOS Y/U ORGANOS

Tejido u órgano	Factor de ponderación, W_T
Gónadas	0,20
Médula ósea	0,12
Colon	0,12
Pulmón	0,12
Estómago	0,12
Vejiga	0,12
Mama	0,05
Hígado	0,05
Esófago	0,05
Tiroides	0,05
Piel	0,01
Superficies óseas	0,01
Organos y tejidos restantes	0,05

Esta edición consta de mil ejemplares y la composición, diagramación e impresión fue realizada por
Editorial HOZLO S.R.L.
Psje. Santa Rosa 191-501 Telefax: 4284071 - Lima
Agosto de 1997
Lima - Perú