

LAS RADICACIONES II. EL MANEJO DE LAS RADICACIONES NUCLEARES

Autor: JORGE RICKARDS CAMPBELL Y RICARDO CAMERAS ROSS

- [COMITÉ DE SELECCIÓN](#)
- [EDICIONES](#)
- [INTRODUCCIÓN](#)
- [I. LA ESTRUCTURA ATÓMICA DE LA MATERIA](#)
- [II. FUENTES DE RADIACIÓN](#)
- [III. INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN CON LA MATERIA](#)
- [IV. UNIDADES QUE SE USAN EN LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA](#)
- [V. DETECCIÓN Y MEDIDA DE LA RADIACIÓN](#)
- [VI. SEGURIDAD RADIOLÓGICA](#)
- [VII. EFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADICACIONES](#)
- [VIII. CONCLUSIÓN](#)
- [APÉNDICE I](#)
- [APÉNDICE II](#)
- [APÉNDICE III](#)
- [APÉNDICE IV](#)
- [APÉNDICE V](#)
- [BIBLIOGRAFÍA](#)
- [COLOFÓN](#)
- [CONTRAPORTADA](#)



COMITÉ DE SELECCIÓN

Dr. Antonio Alonso

Dr. Gerardo Cabañas

Dr. Juan Ramón de la Fuente

Dr. Jorge Flores Valdés

Dr. Leopoldo García-Colín Scherer

Dr. Tomás Garza

Dr. Gonzalo Halffter

Dr. Raúl Herrera

Dr. Jaime Martuscelli

Dr. Héctor Nava Jaimes

Dr. Manuel Peimbert

Dr. Juan José Rivaud

Dr. Julio Rubio Oca

Dr. José Sarukhán

Dr. Guillermo Soberón

Coordinadora:

María del Carmen Farías

Inicio



Primera edición, 1991

Primera reimpresión, 1995

Segunda edición (La Ciencia para Todos), 1999

La Ciencia desde México es proyecto y propiedad del Fondo de Cultura Económica, al que pertenecen también sus derechos. se publica con los auspicios de la Subsecretaría de Educación Superior e Investigación Científica de la SEP y del Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología.

D. R. © 1991, FONDO DE CULTURA ECONÓMICA, S. A DE C.V.

D.R. © 1999, FONDO DE CULTURA ECONÓMICA

Carretera Picacho-Ajusco 227; 14200 México, D.F.

ISBN 968-16-3545-0 (primera edición)

ISBN 968-16-59-27-9 (segunda edición)

Impreso en México



INTRODUCCIÓN

La raza humana ha estado siempre expuesta a la radiación ionizante de origen cósmico y de otras fuentes naturales de radiación. Hoy en día se agregan a estas fuentes las producidas artificialmente por el hombre, como los radioisótopos, los generadores de rayos X y los aceleradores y reactores nucleares. En la sociedad moderna estas sustancias y aparatos han llegado a ser elementos necesarios, por ejemplo en las aplicaciones médicas o industriales. Sin embargo, como en cualquier otra actividad, existen ciertos riesgos en el uso de las radiaciones ionizantes. El campo de la seguridad radiológica trata de proteger al ser humano contra los riesgos excesivos sin impedir su utilización benéfica.

Es bien conocido que si una persona es expuesta a una cierta dosis de radiación, ya sea accidentalmente, por motivos de trabajo, o por tratamiento médico, pueden causarse daños a la salud. Se ha acumulado un gran acervo de información sobre los efectos de la radiación en los humanos, mediante seguimiento y análisis de sucesos, algunos graves y otros leves, que involucran exposición a la radiación.

En este libro se resumen los conocimientos prácticos sobre la radiación y sus efectos. Esto permitirá reducir a niveles aceptables los riesgos inherentes a las aplicaciones industriales de la radiación y adoptar una actitud responsable en cuanto a su uso, considerando tanto al trabajador como al público en general.

Toda cuestión técnica requiere, para su cabal comprensión, del auxilio de las matemáticas. El campo de la protección radiológica no es la excepción. Se ha procurado incluir aquí el menor número posible de fórmulas matemáticas con objeto de que la lectura completa se pueda llevar a cabo con fluidez. Para el lector que desee profundizar más, se incluyen algunos desarrollos matemáticos en los apéndices al final del libro. Un sinnúmero de aspectos tocantes a la radiación, su aprovechamiento, su medida, y sus efectos no han sido tratados por razones de espacio. Estos pueden ser estudiados a fondo en los libros especializados, de los que se mencionan algunos en la bibliografía.



I. LA ESTRUCTURA ATÓMICA DE LA MATERIA

I.1. INTRODUCCIÓN

¿QUÉ es la materia? Según el diccionario, es "aquello que constituye la sustancia del universo físico". La Tierra, los mares, la brisa, el Sol, las estrellas, todo lo que el hombre contempla, toca o siente, es materia. También lo es el hombre mismo. La palabra materia deriva del latín *mater*, madre. La materia puede ser tan dura como el acero, tan adaptable como el agua, tan informe como el oxígeno del aire. A diferentes temperaturas puede presentar diferentes fases, pero cualquiera que sea su forma, está constituida por las mismas entidades básicas, los átomos.

Las radiaciones ionizantes y sus efectos también son procesos atómicos o nucleares. Por eso debemos describir a los átomos y sus núcleos antes de hablar de la radiación.

I.2. EL ÁTOMO

La pequeñez de los átomos embota la imaginación. Los átomos son tan pequeños que pueden colocarse unos 108, o sea 100 millones de ellos, uno después de otro, en un centímetro lineal. Su radio es del orden de 10^{-8} cm. A su vez, los núcleos tienen dimensiones lineales **10 000** a **100 000** veces más pequeñas. El radio nuclear es de 10^{-12} a 10^{-12} cm. En términos de volumen, los átomos ocupan como 10^{-24} cm³ y los núcleos 10^{-38} cm³.

En un sólido, los átomos se encuentran en contacto entre sí y fuertemente ligados, de manera que su movimiento relativo es mínimo. Por esta razón los sólidos conservan su forma. En los líquidos, en cambio, aunque los átomos también se hallan en contacto, no están fuertemente ligados entre sí, de modo que fácilmente pueden desplazarse, adoptando el líquido la forma de su recipiente. Los átomos o las moléculas de los gases están alejados unos de otros, chocando frecuentemente entre sí, pero desligados, de manera que pueden ir a cualquier lugar del recipiente que los contiene.

Nuestra imagen del átomo recuerda la de un sistema planetario en el que el núcleo está en el centro y los electrones giran a su alrededor, aunque de hecho no puede decirse, a diferencia de nuestro Sistema Solar, exactamente dónde se encuentra cada electrón en cada instante, como se ilustra en la figura 1.

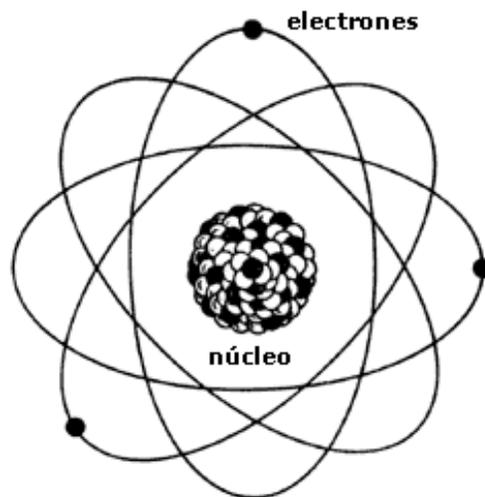


Figura 1. Nuestra imagen del átomo.

El núcleo de cada átomo está formado a su vez por protones y neutrones. Lo podemos imaginar como un racimo de partículas, pues neutrones y protones se encuentran en contacto unos con otros.

Los electrones tienen carga eléctrica negativa (-e), los protones la misma, pero positiva (+e), y los neutrones no tienen carga. Los núcleos son por consiguiente positivos. La fuerza fundamental que mantiene a los electrones unidos a su respectivo núcleo es la eléctrica; sabemos que cargas opuestas se atraen y cargas del mismo signo se repelen.

Los átomos normalmente son eléctricamente neutros, pues el número de electrones orbitales es igual al número de protones en el núcleo. A este número se le denomina número atómico (Z) y distingue a los elementos químicos. Ahora bien, los electrones orbitales se encuentran colocados en capas. La capa más cercana al núcleo es la capa K; le siguen la capa L, la M, la N, etc. Una clasificación de los elementos la constituye la tabla periódica, en que a cada elemento se le asocia su correspondiente z (véase la figura 2). En el cuadro 1 se dan ejemplos de algunos elementos ligeros, incluyendo el número de electrones que corresponde a cada capa; la capa K se llena con 2 electrones, la L con 8, etc. Se conocen más de 100 elementos. Nótese que nombrar el elemento equivale a establecer su número atómico.

CUADRO 1. Configuración electrónica de los elementos ligeros.

<i>Elemento</i>	<i>Z</i>	<i>Número de electrones en la capa</i>		
		<i>K</i>	<i>L</i>	<i>M</i>
H (hidrógeno)	1	1		
He (helio)	2	2		
Li (litio)	3	2	1	
Be (berilio)	4	2	2	
B (boro)	5	2	3	
C (carbono)	6	2	4	
N (nitrógeno)	7	2	5	
O (oxígeno)	8	2	6	
F (flúor)	9	2	7	
Ne (neón)	10	2	8	
Na (sodio)	11	2	8	1
Mg (magnesio)	12	2	8	2
Al (aluminio)	13	2	8	3
etcétera				

I A	II A	IIIA	IVA	VA	VIA	VIIA	VIII					IB	IIB	IIIB	IVB	VB	VIB	VII B	0
H 1																			He 2
Li 3	Be 4													B 5	C 6	N 7	O 8	F 9	Ne 10
Na 11	Mg 12													Al 13	Si 14	P 15	S 16	Cl 17	Ar 18
K 19	Ca 20	Sc 21	Ti 22	V 23	Cr 24	Mn 25	Fe 26	Co 27	Ni 28	Cu 29	Zn 30	Ga 31	Ge 32	As 33	Se 34	Br 35	Kr 36		
Rb 37	Sr 38	Y 39	Zr 40	Nb 41	Mo 42	Tc 43	Ru 44	Rh 45	Pd 46	Ag 47	Cd 48	In 49	Sn 50	Sb 51	Te 52	I 53	Xe 54		
Ca 55	Ba 56	* 57,71	Hf 72	Ta 73	W 74	Re 75	Os 76	Ir 77	Pt 78	Au 79	Hg 80	Tl 81	Pb 82	Bi 83	Po 84	At 85	Rn 86		
Fr 87	Ra 88	+																	
LANTÁNIDOS																			
*	La 57	Ce 58	Pr 59	Nd 60	Pm 61	Sm 62	Eu 63	Gd 64	Tb 65	Dy 66	Ho 67	Er 68	Tm 69	Yb 70	Lu 71				
ACTÍNIDOS																			
+	Ac 89	Th 90	Pa 91	U 92	Np 93	Pu 94	Am 95	Cm 96	Bk 97	Cf 98	Es 99	Fm 100	Mv 101	No 102	Lw 103				

Figura 2. La tabla periódica de los elementos.

Si por algún proceso físico un electrón se separa de su átomo correspondiente, se dice que sucede una ionización. El átomo resultante, ahora con una carga neta positiva, se llama ion positivo, o átomo ionizado. La ionización puede tener lugar en cualquiera de las capas atómicas, denominándose ionización K, L, M, etc. Cuando sucede una ionización de capa interna, como la K, queda un espacio vacante en la capa. El átomo tiene la tendencia entonces a llenar esta vacancia con un electrón de una capa externa. Al suceder esto, hay una emisión de radiación electromagnética (luz visible, rayos ultravioleta, o rayos X), como lo muestra la figura 3.

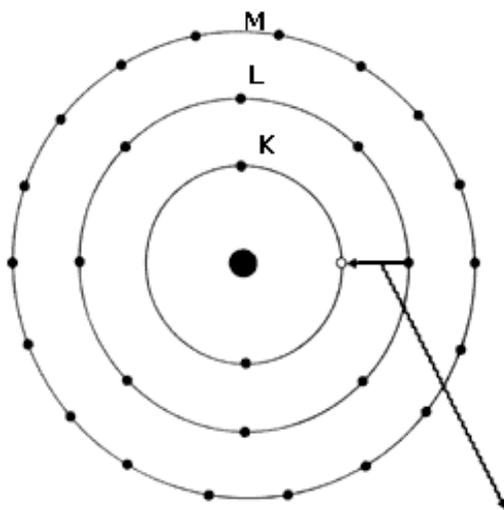


Figura 3. Si sucede una ionización en la capa K, un electrón de la capa L llena la vacancia, emitiéndose un fotón.

En un compuesto químico se unen átomos de diferentes elementos para formar una molécula, de acuerdo con la valencia de cada tipo de átomo. También pueden formarse moléculas de átomos iguales, como en el caso del nitrógeno o del oxígeno, que en su estado natural existen como moléculas diatómicas (dos átomos).

I.3.EL NÚCLEO

Como ya se mencionó, el núcleo está en la parte central del átomo, y consiste de protones y neutrones. Cada elemento de un Z determinado puede contener en su núcleo diferente número de neutrones sin que ello afecte su

número atómico; por ejemplo, el hidrógeno, el elemento más sencillo, puede tener cero, uno, o dos neutrones. El núcleo del hidrógeno más común sólo consiste de un protón; le sigue el hidrógeno pesado, o deuterio, con un protón y un neutrón; y el tritio, con un protón y dos neutrones. Todos ellos son hidrógeno, por ser de $Z = 1$, pero las variantes según N , el número de neutrones, se llaman isótopos del hidrógeno. En la Tierra, sólo 15 de cada 100 000 núcleos de hidrógeno son de deuterio. La llamada agua pesada está formada por deuterio en lugar de hidrógeno común. Por otro lado, el tritio, que es radiactivo, sólo se encuentra en ínfima cantidad; lo produce la radiación cósmica. La figura 4 muestra los isótopos del hidrógeno.

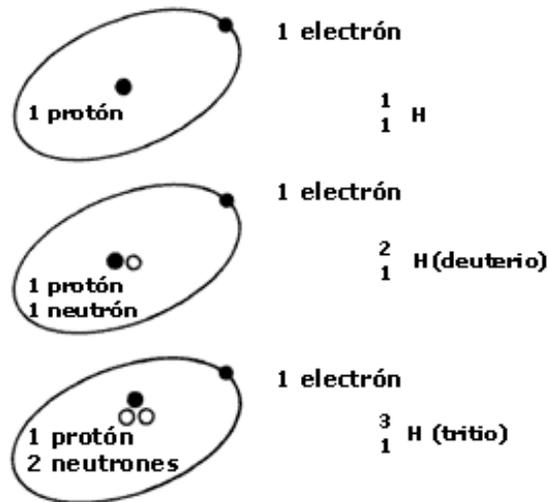


Figura 4. Los isótopos del hidrógeno.

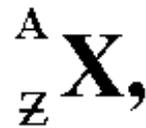
El número de masa A de los núcleos es igual al número total de nucleones (así se llama genéricamente a los neutrones y protones). En otras palabras, $A = N + Z$, con lo cual se define totalmente de qué núcleo se trata. Hay más de 2 000 isótopos conocidos de todos los elementos. En el cuadro 2 se dan ejemplos de algunos isótopos de los elementos más ligeros.

CUADRO 2. Algunos isótopos de los elementos ligeros.

<i>Elemento</i>	<i>Z</i>	<i>N</i>	<i>A = N+Z</i>
H	1	0	1
H	1	1	2
H	1	2	3
He	2	1	3
He	2	2	4
Li	3	3	6
Li	3	4	7
Be	4	5	9
B	5	5	10
B	5	6	11

C	6	6	12
C	6	7	13
C	6	8	14
N	7	7	14
N	7	8	15
O	8	8	16
O	8	9	17
O	8	10	18
estcétera			

Para identificar sin ambigüedad a los núcleos, se usa la siguiente notación:



en donde X representa el símbolo químico (H, He, Li, etc.). Al indicar A y Z, queda definido $N = A - Z$. Nótese, además, que se puede prescindir de escribir Z, pues ya se tiene el símbolo químico, que es equivalente. En esta notación, los isótopos del hidrógeno son $1H$, $2H$ y $3H$. Los del oxígeno serán $16O$, $17O$ y $18O$. La llamada Tabla de los Núclidos clasifica a todos los núcleos conocidos. En ella se asignan casilleros a los núclidos, teniendo en el eje horizontal el número N y en el vertical Z, como lo muestra la figura 5 para los elementos más ligeros.

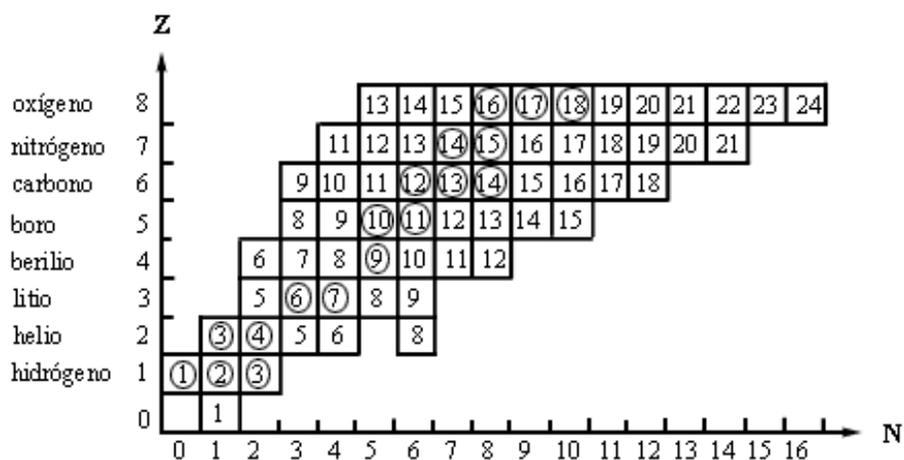


Figura 5. Tabla de los isótopos de los elementos ligeros. Cada renglón corresponde a un elemento. El número de cada cuadro es el número total de nucleones A. Los círculos indican isótopos naturales.

I.4. LA MASA Y LA ENERGÍA

La masa de los núcleos es otra de sus características importantes. Para cuantificarla se define la unidad atómica de

masa (u.a.m) como 1/12 de la masa del átomo de ^{12}C , que tiene 6 protones, 6 neutrones y 6 electrones. En estas unidades las masas de las partículas fundamentales resultan ser:

$$\text{masa del protón} = m_p = 1.007277 \text{ u.a.m.}$$

$$\text{masa del neutrón} = m_n = 1.008665 \text{ u.a.m.}$$

$$\text{masa del electrón} = m_e = 0.000549 \text{ u.a.m.}$$

Como se puede ver, la parte importante de la masa de un átomo se debe a los nucleones; los electrones contribuyen poco, siendo la masa del electrón aproximadamente igual a 1/ 1 835 de la masa del protón.

La masa, aquí en la Tierra, se manifiesta como el peso. Cuando uno pesa un objeto, está pesando todos sus componentes, pero principalmente los núcleos. El núcleo define la posición del átomo, y los electrones giran alrededor del núcleo.

Un mol de una substancia es igual a su peso molecular expresado en gramos. Se sabe que un mol de cualquier material tiene el mismo número de moléculas, a saber, 6.023×10^{23} , llamado número de Avogadro. Una u.a.m. equivale a 1.66043×10^{-24} gr, que es precisamente el recíproco del número de Avogadro.

La masa de un isótopo dado nunca es igual a la suma de las masas de sus componentes. Este hecho extraño se debe a que la masa (m) se puede transformar en energía (E), y viceversa, según la muy conocida ecuación de Einstein:

$$E = mc^2,$$

donde c es la velocidad de la luz, 3×10^{10} cm/seg. Si la masa del isótopo es menor que la suma de las masas de sus componentes, la diferencia de las masas es la energía de amarre del isótopo. Ésta es la energía que se requiere para romper al isótopo en sus componentes.

La unidad conveniente de energía es el electrón-volt (eV), que es la energía adquirida por una partícula con una carga electrónica (e) al ser acelerada en una diferencia de potencial de 1 volt. Sus múltiplos son:

$$10^3 \text{ eV} = 1 \text{ keV (kilo electrón-volt)}$$

$$10^6 \text{ eV} = 1 \text{ MeV (mega electrón-volt)}$$

Se puede demostrar que 1 Mev equivale a 1.6×10^6 ergs. De acuerdo con la ecuación de Einstein, se puede calcular que 1 u.a.m: (la masa de un nucleón aproximadamente) equivale a 931 MeV, o bien a 1.49×10^{-3} ergs. Si se piensa en el gran número de núcleos que contiene la materia, ésta es una cantidad enorme de energía. En el Apéndice I se muestra el detalle de algunos de estos cálculos.

Como ejemplo de energía de amarre, consideremos el deuterio cuya masa medida es 2.014102 u.a.m. Por separado, el protón, el neutrón y el electrón totalizan 2.016491 u.a.m. Esto significa que para separarlos haría falta proporcionarles 0.002389 u.a.m., o bien 2.23 MeV. Por esta razón se dice que la energía de amarre del deuterio es 2.23 MeV, y este isótopo es estable. Por otro lado, hay isótopos a los que les sobra masa, y por lo tanto pueden romperse en distintas formas y todavía los fragmentos resultan con gran energía cinética.

La fuerza nuclear que actúa en estos procesos es una fuerza de atracción entre pares de nucleones (protón-protón, neutrón-neutrón y neutrón-protón). Asimismo, es independiente de las otras fuerzas, como la eléctrica y la gravitacional.





II. FUENTES DE RADIACIÓN

II.1. LAS FUENTES RADIATIVAS

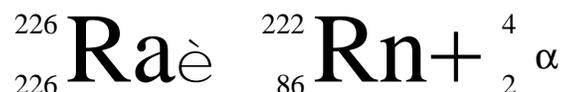
Los núcleos pueden transformarse unos en otros, o pasar de un estado energético a otro, mediante la emisión de radiaciones. Se dice entonces que los núcleos son radiactivos; el proceso que sufren se denomina decaimiento radiactivo o desintegración radiactiva. Esta transformación o decaimiento sucede de manera espontánea en cada núcleo, sin que pueda impedirse mediante ningún factor externo. Nótese, además, que cada decaimiento va acompañado por la emisión de al menos una radiación. La energía que se lleva cada radiación es perdida por el núcleo, siendo la fuerza nuclear el origen de esta energía y lo que da a las radiaciones sus dos características más útiles: poder penetrar materia y poder depositar su energía en ella.

No todos los núcleos de la naturaleza son radiactivos. El decaimiento nuclear sólo sucede cuando hay un exceso de masa-energía en el núcleo, la emisión le ayuda entonces a lograr una mayor estabilidad. Los decaimientos radiactivos de los diferentes núcleos se caracterizan por: el tipo de emisión, su energía y la rapidez de decaimiento.

II.2 TIPOS DE DECAIMIENTO RADIATIVO

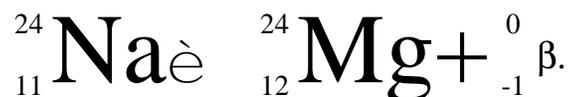
Solo hay unas cuantas maneras en que los núcleos pueden decaer, si bien cada tipo de núcleo tiene su propio modo de decaimiento. A continuación describimos los más importantes.

a) Decaimiento alfa (α). Un grupo importante de elementos pesados puede decaer emitiendo partículas alfa, que consisten de un agregado de dos protones y dos neutrones. Estas partículas alfa son idénticas a núcleos de helio (${}^4\text{He}$), por lo que su carga es $+2e$ y su número de masa es 4. Cuando un núcleo emite una partícula alfa, pierde 2 unidades de carga y 4 de masa, transformándose en otro núcleo, como lo indica el siguiente ejemplo:



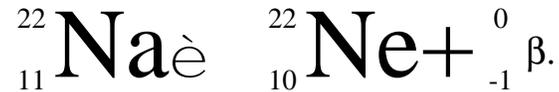
Nótese que los números atómicos y de masa deben sumar lo mismo antes y después de la emisión. Nótese también que hay una verdadera transmutación de elementos.

b) Decaimiento beta (b). Hay dos tipos de decaimiento beta, el de la partícula negativa y el de la positiva. La partícula beta negativa que se emite es un electrón, con su correspondiente carga y masa, indistinguible de los electrones de las capas atómicas. En vista de que los núcleos no contienen electrones, la explicación de esta emisión es que un neutrón del núcleo se convierte en un protón y un electrón; el protón resultante permanece dentro del núcleo en virtud de la fuerza nuclear, y el electrón escapa como partícula beta. El número de masa del núcleo resultante es el mismo que el del núcleo original, pero su número atómico se ve aumentado en uno, conservándose así la carga. El siguiente caso es un ejemplo de decaimiento beta negativa.



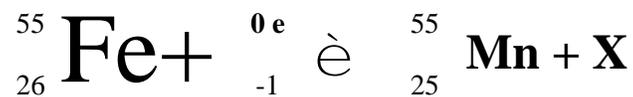
Debe mencionarse que en todo decaimiento beta se emite también una nueva partícula, el neutrino. Esta partícula no tiene carga ni masa y, por lo tanto, no afecta el balance de la ecuación anterior. Por esa razón, y porque los neutrinos son muy inocuos, no se incluye en la ecuación. Sin embargo, se lleva parte de la energía total disponible en el proceso, quedando la partícula beta con sólo una parte de ésta.

Algunos núcleos emiten partículas beta positivas (positrones), que tienen la misma masa que los electrones, y carga +e, o sea una carga electrónica pero positiva. Estas partículas son las antipartículas de los electrones. Se crean en el núcleo cuando un protón se convierte en un neutrón. El nuevo neutrón permanece en el núcleo y el positrón (junto con otro neutrino) es emitido. En consecuencia, el núcleo pierde una carga positiva, como lo indica el siguiente ejemplo:



C) Decaimiento gamma (g). Los rayos gamma son fotones, o sea paquetes de radiación electromagnética, como la luz visible, la ultravioleta, la infrarroja, los rayos X, las microondas y las ondas de radio. No tienen masa ni carga, y solamente constituyen energía emitida en forma de onda. En consecuencia, cuando un núcleo emite un rayo gamma, se mantiene como el mismo núcleo, pero en un estado de menor energía.

d) Captura electrónica. En ciertos núclidos es posible otro tipo de decaimiento, la captura electrónica. En este caso el núcleo atrapa un electrón orbital, de carga negativa. En consecuencia uno de sus protones se transforma en un neutrón, disminuyendo así su número atómico. El electrón atrapado por el núcleo generalmente proviene de la capa K, dejando una vacancia. Para llenar esta vacancia, cae un electrón de una capa exterior (L, M, etc.), emitiendo de manera simultánea un fotón de rayos X. El proceso total se identifica por los rayos X emitidos al final, que son característicos del nuevo átomo, como lo muestra el siguiente ejemplo:



Hay otros procesos de menor importancia que también implican decaimiento radiactivo, transmutación de elementos y emisión de alguna radiación característica. Por otro lado, si se cuenta con un acelerador de partículas o un reactor nuclear, se puede inducir un gran número de reacciones nucleares acompañadas por sus correspondientes emisiones. De hecho, en la gran mayoría de las fuentes radiactivas que se usan en la actualidad, la radiactividad ha sido inducida por bombardeo con neutrones provenientes de un reactor nuclear.

Hay fuentes radiactivas que emiten neutrones, pero éstos provienen de reacciones nucleares secundarias, porque ningún núcleo emite neutrones espontáneamente, salvo en el caso poco común de la fisión nuclear, la cual va acompañada por la emisión de varios neutrones.

II.3. ENERGÍAS DE DECAIMIENTO

La segunda propiedad que caracteriza al decaimiento radiactivo de cada núclido es la energía de la radiación emitida. Esta energía está dada por la diferencia entre los niveles involucrados en el decaimiento. Como los núcleos sólo pueden existir en niveles de energía fijos (se dice que su energía está cuantizada), se deduce que la energía de decaimiento entre dos estados dados es siempre la misma. Esta energía puede incluso servir para identificar el núclido.

Las radiaciones α y γ cumplen con esta regla de ser monoenergéticas si provienen de un solo tipo de decaimiento.

$$1 \text{ miliCurie} = 1 \text{ mCi} = 10^{-3} \text{Ci} = .001 \text{ Ci}$$

$$1 \text{ microCurie} = 1 \mu\text{Ci} = 10^{-6} \text{Ci} = .000001 \text{ Ci}$$

El Apéndice II indica cómo puede uno obtener la ley de decaimiento radiactivo,

$$A = A_0 e^{-\lambda t}$$

En esta ecuación A_0 es la actividad inicial de la muestra, e es la función exponencial, y t es el tiempo. La figura 6 es una gráfica de actividad contra tiempo. Al principio del proceso, cuando $t=0$, la actividad tiene un valor A_0 . Al transcurrir el tiempo, el valor de A va disminuyendo hasta que, para tiempos muy grandes, casi desaparece. El valor de la constante de decaimiento λ determina qué tan rápidamente cae la curva. Si la misma ecuación se grafica en papel semilogarítmico, el resultado es una línea recta, como lo muestra la figura 7.

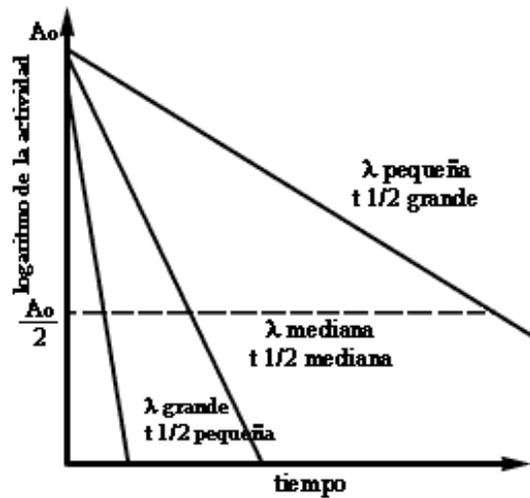


Figura 7. Ley de decaimiento exponencial graficada en papel semilogarítmico

II.5. LA VIDA MEDIA DE LAS FUENTES RADIATIVAS

Para representar la duración de las fuentes radiactivas se ha definido el concepto de vida media, y se representa como $t_{1/2}$. La vida media de un isótopo es el tiempo que tarda en reducirse su actividad a la mitad. Dada la naturaleza de la función exponencial, esta vida media es la misma sin importar el instante en que se empieza a contar.

Como se puede ver en la figura 8, al transcurrir una vida media, la actividad se reduce a la mitad, al transcurrir dos vidas medias, se reduce a la cuarta parte, al transcurrir tres vidas medias, se reduce a una octava parte, etc. En general, si transcurren n vidas medias, la actividad se reduce a una fracción $1/2^n$ del valor original.

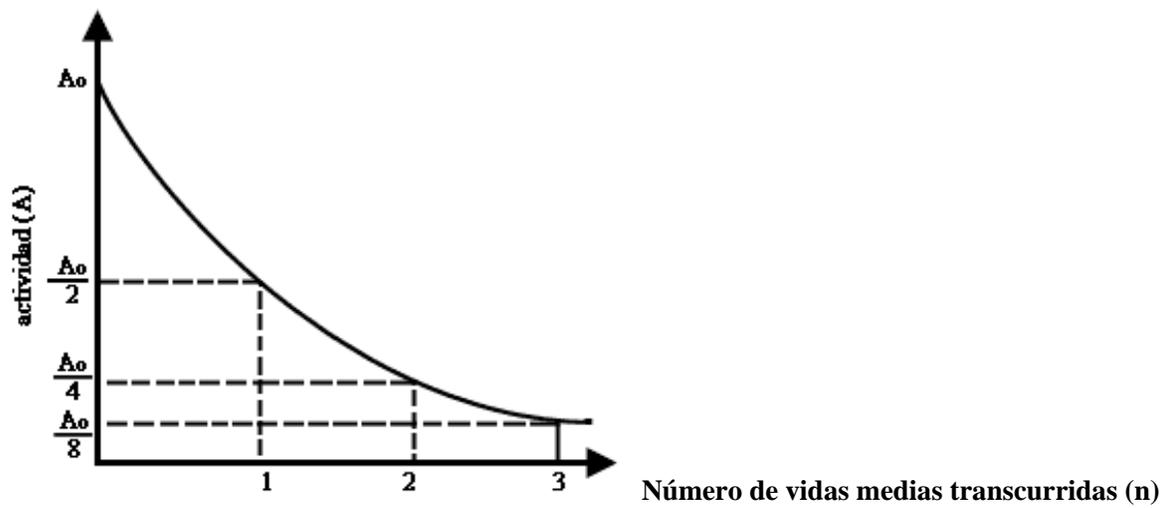


Figura 8. Por cada vida media que pasa, la actividad se reduce a la mitad. Después de n vidas medias, la actividad es $A_0 / 2^n$

Sabemos que la constante de decaimiento λ representa la probabilidad de desintegración. Por lo tanto, es de esperarse que si λ es grande, la vida media es corta, y viceversa, o sea que hay una relación inversa entre la constante de decaimiento y la vida media. Esta relación es la siguiente:

$$t_{1/2} = \frac{0.693}{\lambda}$$

según se demuestra en el Apéndice II.

Cada núclido tiene su vida media propia, y ésta es otra cantidad que no puede ser alterada por ningún factor externo. Las vidas medias de los isótopos pueden ser desde fracciones de segundo hasta miles de millones de años. El cuadro 3 muestra las vidas medias de algunos radioisótopos importantes.

CUADRO 3. Vida media de algunos isótopos importantes.

^3H	12.26	años
^{14}C	5.730	años
^{22}Na	2.6	años
^{32}P	14.3	días
^{40}K	1.3×10^9	años
^{60}Co	5.24	años
^{90}Sr	28.8	años
^{124}Sb	60.4	días
^{129}I	1.6×10^7	años
^{131}I	8.05	días
^{137}Cs	30	años

170 Tm	134	días
169 Yb	32	días
192 Ir	74	días
210 Po	138	días
222 Rn	3.82	días
226 Ra	1620	años
235 U	7.13×10^8	años
238 U	4.51×10^9	años
239 Pu	24 360	años
241 Am	458	años
252 Cf	2.7	años

II.6 LOS ESQUEMAS DE DECAIMIENTO

Todas las características hasta aquí descritas sobre la desintegración radiactiva de cada núclido se pueden representar de forma gráfica en un llamado esquema de decaimiento, como los mostrados en la figura 9 para varios isótopos: En estos esquemas, las líneas horizontales representan los estados energéticos en que pueden estar los núcleos, y distintos núcleos se encuentran desplazados horizontalmente, creciendo Z hacia la derecha. Las flechas indican transiciones por emisión radiactiva. La escala vertical es una escala de energías; la energía disponible para cada decaimiento está indicada por la separación entre los estados correspondientes. De esta manera un decaimiento por partícula cargada implica una flecha diagonal, y una emisión de rayo gamma una flecha vertical.

Para la figura 9 se han seleccionado unos de los radioisótopos más empleados en la industria, el ^{32}P , el ^{60}Co y el ^{137}Cs (el ^{192}Ir no se presenta por su complejidad). Al observar detalladamente estos esquemas, se ve que un núclido puede decaer de varios modos distintos, que tienen indicado el porcentaje en que se presenta cada uno. Además, puede haber decaimientos secuenciales en varios pasos hasta llegar al estado de menor energía (estado base). La emisión de rayos gamma siempre es resultado de la creación previa de un estado excitado del núcleo final. Éste decae (posiblemente en varios pasos) hasta el estado base mediante transiciones llamadas *isoméricas*.

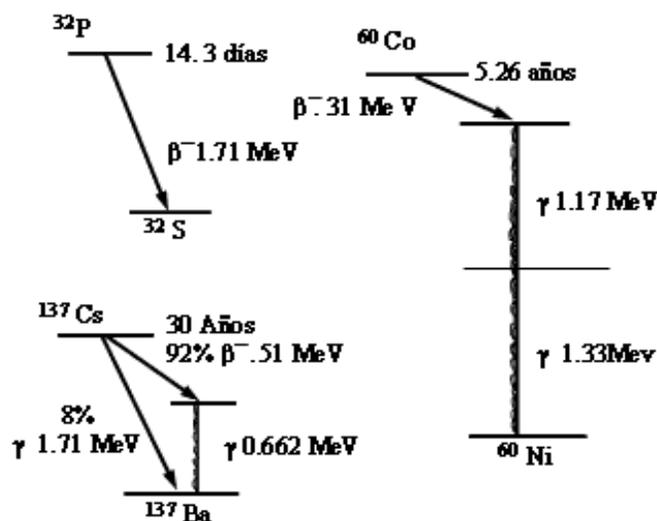


Figura 9. Esquemas de decaimiento de algunos isótopos.

Algunos de estos esquemas pueden ser muy complejos. A fin de simplificar la figura sólo se muestran las transiciones más importantes. Habrá que recalcar que no hay dos esquemas de decaimiento iguales, y el conocimiento que se tiene sobre decaimientos nucleares conforma ya un gran acervo.

Obsérvese, por ejemplo, el caso del ^{32}P . Cada desintegración corresponde a la emisión de una beta negativa y un neutrino, cuya suma de energías es 1.71 MeV, quedando como resultado un núcleo de ^{32}S en su estado base. En el caso del ^{60}Co , se emite beta con neutrino y luego dos rayos gamma secuenciales de 1.17 y 1.33 MeV. En el ^{137}Cs , la mayoría de las veces (92%) se emite beta negativa con neutrino y luego un rayo gamma de .662 MeV; en 8% de los casos se emite sólo una beta con neutrino, de un total de energía de 1.17 MeV. El decaimiento del ^{192}Ir es más complicado, emitiéndose betas positivas y negativas, neutrinos y varios rayos gamma de distintas energías.

II.7.FORMA FÍSICA DE LAS FUENTES RADIATIVAS

Como los radioisótopos tienen las mismas propiedades químicas que los elementos estables, las sustancias radiactivas pueden presentarse de muy distintas formas. Para empezar, pueden ser sólidos, líquidos o gases, de acuerdo con el material primario empleado en su producción. La producción de radioisótopos consiste en colocar la sustancia en un reactor nuclear y someterla a un bombardeo intenso con neutrones. Se puede tener, además, el material radiactivo en diferentes compuestos químicos.

Las fuentes radiactivas más empleadas (fuera de los laboratorios de investigación) se encuentran encapsuladas, de manera que es poco probable que el material se esparza a menos que se le someta a un intenso maltrato. Generalmente están soldadas dentro de una cápsula de acero inoxidable que permite la salida de los rayos gamma pero no de las alfas y sólo parte de las betas. Nunca debe interferirse con el encapsulamiento de una fuente radiactiva.

Cuando se adquiere una fuente radiactiva, el proveedor deberá especificar de qué isótopo se trata y cuál es la actividad de la fuente en Becquerels o Curies.

II.8. LAS FUENTES DE RAYOS X

Además de las fuentes radiactivas, en la industria o en la medicina suelen usarse aparatos de rayos X. A diferencia de las fuentes radiactivas, pueden encenderse o apagarse cuando se necesite. Esta característica, a primera vista trivial, hace que el manejo de cada tipo de fuente sea muy distinto, y que las precauciones para protegerse de la radiación también lo sean.

Los generadores de rayos X funcionan con base en el hecho de que, cuando un haz de electrones es frenado en un material, emite radiación electromagnética (fotones) principalmente de longitudes de onda correspondientes a los llamados rayos X. Sus componentes principales se indican en la figura 10. Un generador de rayos X consta de un bulbo de vidrio a alto vacío, con dos electrodos a los que se conecta un alto voltaje. El electrodo negativo, o cátodo, contiene un filamento emisor de electrones y es de forma tal que los electrones emitidos se enfocan en una pequeña región del ánodo, o electrodo positivo.

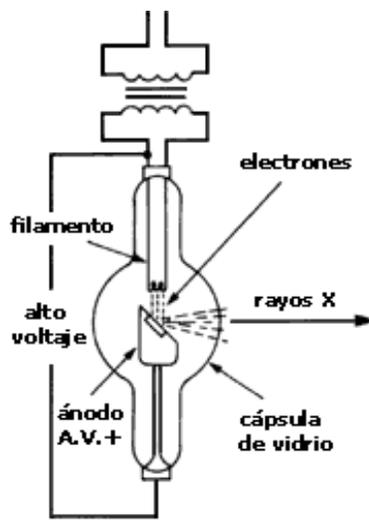


Figura 10. Tubo generador de rayos X.

Este ánodo generalmente es de wolframio (tungsteno), cuyo elemento puede soportar las altas temperaturas que resultan del bombardeo electrónico. Si se conecta un alto voltaje entre los dos electrodos, los electrones catódicos se aceleran a altas velocidades y adquieren la energía correspondiente al voltaje aplicado. Cuando llegan al ánodo, se frenan bruscamente, produciendo rayos X y calor. Los rayos X salen del tubo lateralmente a través del vidrio.

Para activar el tubo de rayos X, es necesaria una fuente de alimentación de alto voltaje. Por lo general se emplean decenas o hasta centenas de kilovolts. El valor del alto voltaje determina la penetración de los rayos X, como veremos más adelante. El haz de electrones constituye una corriente eléctrica entre los dos electrodos, medida en miliamperes. La cantidad de rayos X producida, que define la dosis de radiación, es proporcional a la corriente de electrones, que puede ser hasta de unos 200 mamps. Esta se controla mediante una fuente de alimentación del filamento.

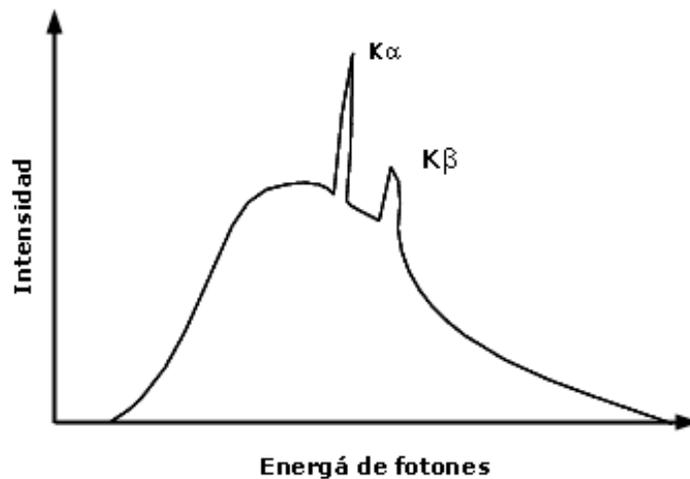


Figura 11. Espectro de energías de un tubo de rayos X.

La energía de los rayos X producidos tiene un espectro continuo, como el que se fija en la figura 11. La energía máxima está dada por el kilovoltaje aplicado, la mínima por el grueso del vidrio que tienen que atravesar al salir del tubo. Sobre este espectro se encuentran dos picos de energías fijas, correspondientes a los rayos X característicos del tungsteno, producto de la ionización de este elemento.

II.9. FUENTES DE NEUTRONES

En ocasiones se emplean fuentes de neutrones para la exploración geofísica por las características especiales de la dispersión de estas partículas en la materia. Como ya sabemos, no existen sustancias radiactivas que emitan neutrones, con excepción de algunos elementos pesados que sufren fisión espontánea, rompiéndose en dos fragmentos masivos y emitiendo varios neutrones a la vez. Un ejemplo es el californio ^{252}Cf , que emite 3 o 4 neutrones por cada fisión. Además, sufre decaimiento alfa con una vida media de 2.7 años. Acompaña a estas emisiones una importante cantidad de rayos gamma.

Las fuentes más comunes de neutrones se basan en inducir una reacción nuclear cuyo producto sea un neutrón. Las reacciones más empleadas para esto son las siguientes:



Estas reacciones pueden ser provocadas de distintas maneras, pero siempre basadas en hacer llegar un proyectil al blanco correspondiente. El valor indicado en el paréntesis es la energía disponible en cada tipo de reacción y corresponde aproximadamente a la energía del neutrón emitido. Cuando es negativo, se requiere que el proyectil tenga por lo menos esta energía adicional para provocar la reacción. Aunque los neutrones pueden ser producidos en reactores o aceleradores nucleares de varios diseños, las fuentes más comúnmente usadas en la industria son portátiles, y de dos tipos, las de berilio y los generadores de tubo sellado.

Las fuentes de berilio aprovechan cualquiera de las dos primeras reacciones mencionadas en que se hacen llegar partículas alfa o rayos gamma de una sustancia radiactiva primaria al elemento berilio. Los emisores de alfas más empleados en estas fuentes son el ^{241}Am , el ^{239}Pu y el Po ; el emisor de gammas más común es el Sb . Con objeto de que las alfas o las gammas lleguen con gran eficiencia al berilio, ambas sustancias están en forma de polvo, y se mezclan a fondo. Si por accidente se rompiera el sello de una de estas fuentes y se esparcieran los polvos, cada uno de ellos sería tóxico por su lado, pero ya no se emitirían neutrones.

La vida media de estas fuentes claramente es la vida media del emisor primario de radiación, porque al irse agotando éste habrá menos radiaciones para inducir la reacción secundaria. Las energías de los neutrones emitidos muestran un espectro continuo, pero siendo del orden de los MeV, se denominan neutrones rápidos.

Los generadores de neutrones de tubo sellado consisten en un pequeño acelerador de alto voltaje (alrededor de 120 kv) en el que se aceleran deuterones (${}^2\text{H}^+$) para chocar contra un blanco de ${}^3\text{H}$ o de ${}^2\text{H}$. Se producen neutrones en virtud de las últimas dos reacciones mencionadas. Éstos son rápidos y casi monoenergéticos (de una sola energía). Los generadores de neutrones tienen la ventaja de que se pueden encender y apagar, reduciéndose prácticamente a cero los riesgos de la radiación cuando están apagados.



III. INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN CON LA MATERIA

III.1. INTRODUCCIÓN

TODOS los empleos de la radiación están basados en cualquiera de las dos siguientes propiedades: penetración de la materia y depósito de energía. Las radiografías, por ejemplo, son posibles gracias a que los rayos X penetran de manera distinta a los diferentes materiales. Por su lado, en la radioterapia se busca depositar energía en los tejidos malignos para eliminarlos. Lo que le sucede a la radiación al pasar por la materia es, por tanto, de primordial interés en varios campos. Uno es el ya mencionado de la medicina. Otro, que más nos incumbe aquí, el de la protección radiológica. Además, la presencia misma de la radiación en general no es evidente si no se cuenta con detectores espaciales, cuya función es hacernos notar los efectos que la radiación les induce.

Si los orígenes de las radiaciones son atómicos o nucleares, también es de esperarse que sus efectos se inicien a nivel atómico o nuclear. Imaginemos a nivel microscópico que una de las radiaciones que hemos descrito penetra en un material. Lo que esta radiación encuentra a su paso son electrones y núcleos atómicos, pero en general mucho más electrones que núcleos (por cada núcleo hay Z electrones). Por lo tanto, en términos generales las interacciones con los electrones serán mucho más abundantes que con los otros núcleos. Los efectos más comunes son la ionización y la excitación atómica del material; menos numerosos son los cambios estructurales. A final de cuentas, el depósito de energía en el material da lugar a una elevación de temperatura.

La energía promedio necesaria para producir ionización en un elemento depende de su número atómico. En los elementos ligeros es del orden de decenas de eV; para aire se acepta el valor de 34 eV. Aunque no toda la energía se va a ionizar, esto significa que una sola radiación de energía de varios MeV es capaz de producir un total de unos 100 000 pares ión-electrón en aire. La forma detallada en que se produce esta ionización es distinta para cada tipo de radiación y su energía. Conviene separar los tipos de radiación en cuatro grupos según su interacción con la materia: 1) las partículas pesadas cargadas positivamente, que incluyen partículas alfa, protones e iones pesados energéticos; 2) las partículas ligeras cargadas, como electrones, betas y positrones; 3) las radiaciones electromagnéticas, incluyendo rayos X y gamma; 4) los neutrones. La figura 12 esquematiza los rasgos principales de estos procesos.

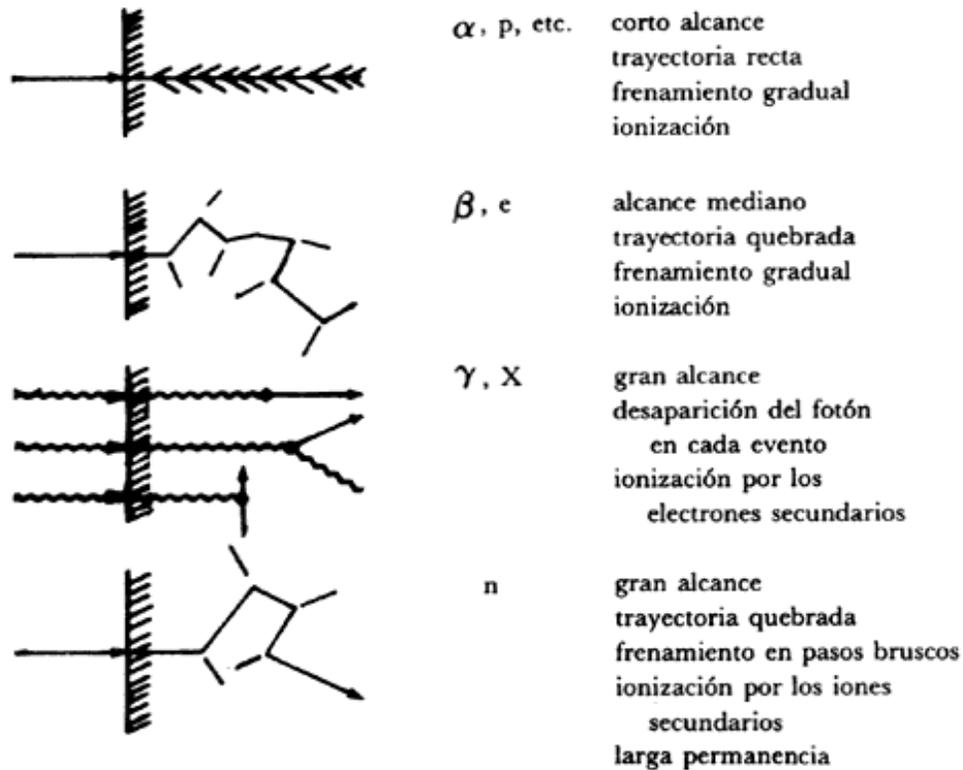


Figura 12. Resumen de cómo los distintos tipos de radiación interactúan con la materia.

III.2. PASO DE PARTÍCULAS ALFA Y OTROS IONES POR LA MATERIA

Las partículas alfa (y otros iones pesados) tienen carga positiva y carga grande. Al penetrar la materia atraen a su paso eléctricamente a los electrones cercanos, produciendo ionización de estos átomos. Pierden una pequeña fracción de su energía en cada ionización producida, frenándose gradualmente hasta llegar al reposo. Cuando su velocidad ya se ha reducido de manera sensible, atrapan electrones del material y finalmente se detienen, constituyendo átomos extraños de helio dentro del material.

Dado que su masa es mucho mayor que la de los electrones que se encuentran a su paso, su trayectoria es esencialmente recta. Sólo muy ocasionalmente chocan con un núcleo y se produce una desviación. Como son fuertemente ionizantes, pierden su energía cinética pronto, y el alcance de las partículas alfa en cualquier material es mucho menor que el de las otras radiaciones. Además, el alcance es mayor mientras mayor es la energía de la partícula. En sólidos es típicamente de unas micras. Las partículas alfa provenientes de una fuente radiactiva tienen todas el mismo alcance, en virtud de que son monoenergéticas.

Para estimar el alcance de las partículas alfa en aire se puede usar la siguiente fórmula empírica

$$R (\text{aire}) = 0.318 E^{3/2},$$

donde el alcance R está dado en centímetros y la energía E la de partícula alfa está en MeV. En alcance en sólidos se obtiene a partir del alcance en aire de acuerdo con la ecuación:

$$R (\text{sólido}) = 3.2 \times 10^{-4} (\text{aire}) \sqrt{\frac{A}{p}},$$

donde A es el número de masa del sólido y p es su densidad en g/ cm³. Resulta del orden de una diezmilésima del alcance en aire.

III.3. EL PASO DE ELECTRONES POR LA MATERIA

Los electrones energéticos (y las betas negativas) tienen carga eléctrica, y su masa es la misma que la de los

electrones atómicos que se encuentran a su paso. De hecho son indistinguibles de los electrones del material. Así como las partículas lafa, van avanzando y perdiendo energía al ionizar y excitar los átomos del material, hasta frenarse totalmente, pero con la diferencia de que sus trayectorias no son líneas rectas y, por lo tanto, su alcance no está tan bien definido con el caso de las alfas.

Esto se debe a que en choques entre partículas de la misma masa puede haber desviaciones importantes de la dirección inicial del proyectil.

El alcance de electrones de MeV de energía en sólidos es típicamente de unos milímetros, y en aire es de unas decenas de centímetros. Cuando han perdido toda su energía se detienen, constituyendo entonces una carga eléctrica extra colocada dentro del material, confundiendo con los demás electrones. Como las betas provenientes de una fuente radiactiva no son monoenergéticas (por la energía que se lleva el neutrino), su alcance es variado.

Cuando un electrón energético se acerca a un núcleo, es desviado bruscamente por la gran carga eléctrica del núcleo. Este desvío provoca la emisión de un fotón de rayos X, cuya emisión se denomina radiación de frenamiento o *bremstrahlung*, y es un mecanismo considerable de pérdida de energía de los electrones. El desvío es más importante entre mayor sea el número atómico Z del material frenador. Es lo que produce la radiación proveniente de un tubo generador de rayos X.

Los positrones siguen esencialmente el mismo proceso de frenado que los electrones negativos, salvo al final de su trayectoria. Siendo antimateria, no pueden existir por mucho tiempo en un mundo de materia. El proceso normal que sufren una vez que se ha frenado casi totalmente es el siguiente. En virtud de que tienen carga positiva, se asocian temporalmente a un electrón del material, formando un "átomo" llamado positronio, en el que el electrón y el positrón giran uno alrededor del otro. El positronio tiene una vida media del orden de 10^{-10} segundos. Luego se aniquilan las dos partículas, emitiendo radiación electromagnética (rayos gamma). Las masas del electrón y del positrón son de 0.51 MeV cada uno, así que hay 1.02 MeV disponibles al aniquilarse. Normalmente se emiten dos rayos gamma, cada uno de 0.51 MeV; ésta se llama radiación de aniquilación.

III.4. EL PASO DE LA RADIACIÓN ELECTROMAGNÉTICA POR LA MATERIA

Los rayos X y gamma, al no tener carga, no pueden ser frenados lentamente por ionización al atravesar un material. Sufren otros mecanismos que al final los hacen desaparecer, transfiriendo su energía, pueden atravesar varios centímetros de un sólido, o cientos de metros de aire, sin sufrir ningún proceso ni afectar la materia que cruzan. Luego sufren uno de los tres efectos y depositan allí gran parte de su energía. Los tres mecanismos de interacción con la materia son: el efecto fotoeléctrico, el efecto Compton y la producción de pares. Se describen en forma gráfica en la figura 13.

a) El *efecto fotoeléctrico* consiste en que el fotón se encuentra con un electrón del material y le transfiere toda su energía, desapareciendo el fotón original. El electrón secundario adquiere toda la energía del fotón en forma de energía cinética, y es suficiente para desligarlo de su átomo y convertirlo en proyectil. Se fena éste por ionización y excitación del material

b) En el efecto Compton el fotón choca con un electrón como si fuera un choque entre dos esferas elásticas. El electrón secundario adquiere sólo parte de la energía del fotón y el resto se la lleva otro fotón de menor energía y desviado.

c) Cuando un fotón energético se acerca al campo eléctrico intenso de un núcleo puede suceder la *producción de pares*. En este caso el fotón se transforma en un par electrón- positrón. Como la suma de las masas del par es 1.02 MeV, no puede suceder si la energía del fotón es menor que esta cantidad. Si la energía del fotón original es mayor que 1.02 MeV, el excedente se lo reparten el electrón y el positrón como energía cinética, pudiendo ionizar el material. El positrón al final de su trayecto forma un positronio y luego se aniquila produciéndose dos fotones de aniquilación, de 0.51 MeV cada uno.

Cada uno de los efectos predomina a diferentes energías de los fotones. A bajas energías (rayos X) predomina el fotoeléctrico; a energías medianas (alrededor de 1MeV), el Compton; a energías mayores, la producción de pares.

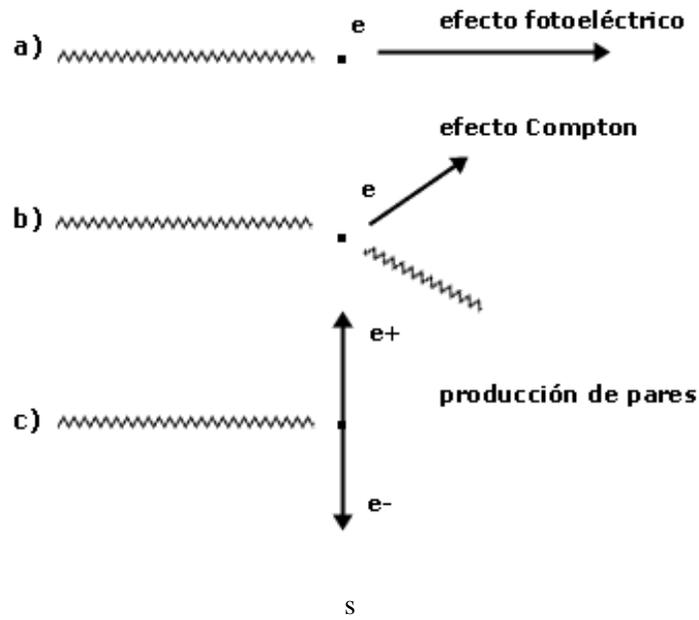


Figura 13. Las tres maneras principales de que los rayos X y los rayos gamma interactúan con la materia. En los tres casos se producen electrones energéticos.

III.5. ATENUACIÓN DE LOS RAYOS X Y GAMMA

Supóngase que se envía un haz delgado de intensidad I_0 (número de fotones) de rayos X o gamma monoenergéticos sobre un material de espesor x , y se coloca detrás de éste un detector, como lo muestra la figura 14. En el material, el haz será atenuado por las tres interacciones ya mencionadas, llegando al detector sólo la cantidad I , menor que I_0 . Según se muestra en el Apéndice III, la atenuación obedece la ley exponencial:

$$I = I_0 e^{-\mu x},$$

donde e es la base de los logaritmos naturales, y μ se llama coeficiente lineal de atenuación. Normalmente x se expresa en unidades de cm, por lo que μ estará dado en cm^{-1} .

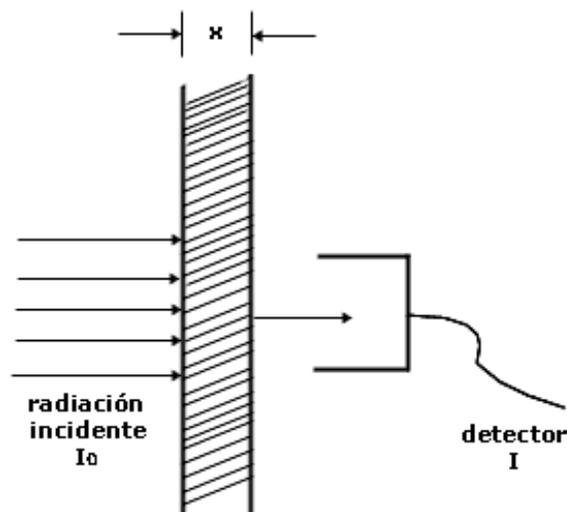


Figura 14. Experimento de transmisión de radiaciones. El número de radiaciones absorbidas es $I_0 - I$, y depende del espesor x del absorbedor.

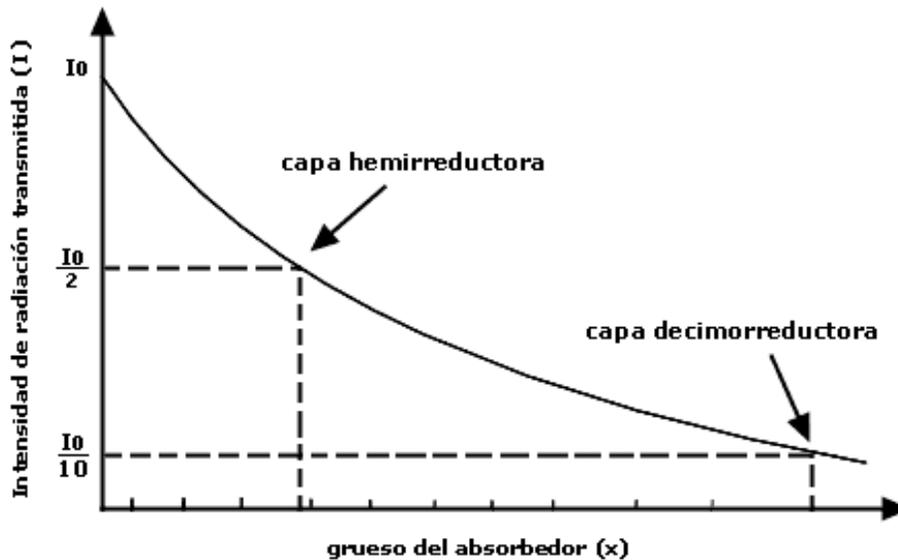


Figura 15. Curva exponencial de atenuación de rayos X o gamma. Se indican las capas hemirreductora y decimorreductora.

Nótese que la ecuación tiene la misma forma que la ley de decaimiento radiactivo. La figura 15 muestra una curva de atenuación típica. Cuando $x=0$, o sea sin absorbedor, la intensidad medida $I=I_0$. El valor del coeficiente lineal de atenuación μ determina qué tan rápidamente cae la curva de atenuación. En analogía con la vida media, se puede definir la capa hemirreductora $x_{1/2}$ como el grosor de absorbedor que reduce la intensidad inicial a la mitad. Dos capas hemirreductoras la reducen a una cuarta parte, y así sucesivamente, n capas hemirreductoras la reduce n por un factor $1/2^n$. La capa hemirreductora está relacionada con el coeficiente lineal de atenuación según la ecuación

$$x_{1/2} = 0.693/\mu$$

También se define la capa decimorreductora $x_{1/10}$ como el espesor que reduce la intensidad a una décima parte. Dos de éstas la reducen a un centésimo, y n capas decimorreductoras la reducen a un factor $1/10^n$. La capa decimorreductora se relaciona con μ según la ecuación:

$$x_{1/10} = 2.203/\mu$$

Una cantidad que se usa normalmente es el coeficiente másico de atenuación μ_m , que se obtiene al dividir el coeficiente lineal entre la densidad ρ del material

$$\mu_m = \mu/\rho$$

Si las unidades de ρ son g/cm^3 , las de μ_m con cm^2/g .

Si se emplea el coeficiente másico de atenuación, la ley de atenuación queda en la forma

$$I = I_0 e^{-\mu_m (\rho x)}$$

Los coeficientes lineal y másico de atenuación difieren de un material a otro, según sean buenos o malos absorbedores de rayos X y gamma. También sus valores dependen de la energía de la radiación. La figura 16 muestra un ejemplo de la variación del coeficiente másico de atenuación para un buen absorbedor, el plomo, según la energía. Allí se puede ver también la contribución relativa que ofrecen cada uno de los tres efectos de atenuación.

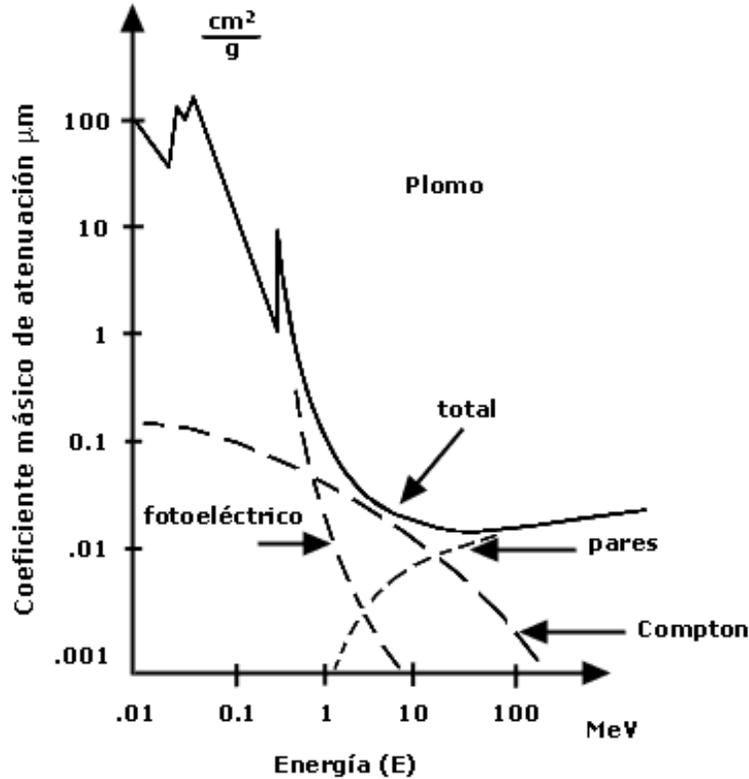


Figura 16. Coeficiente másico de atenuación de rayos X y gamma en plomo, según la energía del fotón. Se indica la contribución de cada uno de los tres efectos.

La absorción de energía por el material está relacionada por la atenuación, pero no son iguales. La atenuación en un experimento como el de la figura 14 implica absorción de energía sólo si se trata de efecto fotoeléctrico; en los otros dos efectos, la atenuación del haz inicial implica la absorción de sólo una parte de la energía de los fotones. Se define entonces un coeficiente de absorción μ_a , que siempre es menor o igual al de atenuación.

III.6. PASO DE NEUTRONES POR LA MATERIA

Como ya se vio, los neutrones tienen masa casi igual a la del protón, pero no tienen carga eléctrica. Sin embargo, se ven afectados por la fuerza nuclear. En consecuencia, no ionizan directamente a los materiales por no interactuar con los electrones; el único efecto que pueden producir es chocar directamente con los núcleos. Como esto es poco probable, los neutrones pueden recorrer distancias de algunos centímetros sin sufrir ninguna colisión.

Cuando llegan a incidir directamente sobre un núcleo, puede suceder cualquiera de dos procesos: la dispersión elástica y la reacción nuclear (que incluye la dispersión inelástica, la captura radiativa y la fisión nuclear). En algunas reacciones hay absorción de neutrones, en otras hay producción adicional.

La dispersión elástica se puede visualizar como el choque de dos bolas de billar, aunque en nuestro caso el balno es siempre más pesado que el proyectil. Al chocar el neutrón con un núcleo, rebota en cualquier dirección, transfiriéndoles al núcleo una cantidad de energía cinética. Esta energía transferida es mayor entre más ligero sea el núcleo, y también es mayor si el núcleo sale hacia adelante. La energía transferida es a costa de la energía del neutrón incidente, por lo que éste es desviado en cada colisión y pierde una fracción de su energía, pero nótese que no desaparece. La dispersión elástica que produce el amyo efecto en el hombre es la siguiente:



En esta dispersión el neutrón puede transferir la totalidad de su energía al protón (${}^1\text{H}$), por tener ambos la misma masa.

En las reacciones nucleares el neutrón es absorbido por el núcleo, emitiéndose después otras radiaciones. Si sucede la llamada dispersión inelástica, el núcleo residual queda en estado excitado, y el neutrón emitido pierde una parte considerable de su energía. Cuando se trata de captura radiativa, la emisión de un rayo gamma, desapareciendo el neutrón. En los elementos pesados como el uranio, los neutrones pueden inducir la fisión nuclear, con la cual se emiten dos fragmentos pesados de fisión y varios nuevos neutrones. Los neutrones pueden inducir muchos otros tipos de reacción nuclear, emitiéndose, por ejemplo, protones, partículas alfa, deuterones y combinaciones de éstos. La reacción nuclear inducida por neutrones que mayor daño produce en el hombre, sucede principalmente a bajas energías de neutrón:



En la mayoría de las reacciones productoras de neutrones, éstos son emitidos con energías del orden de varios MeV, denominándose rápidos. Al incidir en cualquier material, los neutrones rápidos sufren preferentemente dispersiones elásticas con los núcleos. van rebotando de núcleo en núcleo, perdiendo cada vez una fracción de su energía inicial, hasta que después de muchos choques (pueden ser varios cientos) su velocidad promedio es comparable con las velocidades térmicas de las moléculas. Se llaman entonces neutrones térmicos, y sus energías son del orden de $1/40$ de eV. Los neutrones térmicos sufren más reacciones nucleares que los rápidos.

Los daños causados en los materiales por los neutrones se deben a varios efectos. En una dispersión elástica, por ejemplo, primero el átomo golpeado es desplazado de su lugar original, luego se convierte en ion pesado con energía, la cual va perdiendo por ionización y excitación al atravesar el material, pudiendo finalmente producir otros desplazamientos atómicos. Todos estos procesos dañan el material. Si se tratara de una captura radiativa, por ejemplo, el núcleo golpeado emite un rayo gamma, el cual interacciona con el material según ya hemos visto. Otras reacciones nucleares liberan radiaciones energéticas que producen sus efectos correspondientes.



IV. UNIDADES QUE SE USAN EN LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA

IV.1. INTRODUCCIÓN

LOS efectos dañinos de la radiación ionizante en un organismo vivo se deben en primera instancia a la energía absorbida por las células y los tejidos que lo forman. Esta energía absorbida principalmente a través de los mecanismos de ionización y excitación atómica, produce descomposición química de las moléculas presentes.

Para poder medir y comparar las energías absorbidas por el tejido en diferentes condiciones ha sido necesario definir ciertos conceptos (de exposición, de dosis absorbida, de dosis equivalente) , así como las unidades correspondientes. Estas definiciones y unidades han ido evolucionando a medida que se ha tenido mayor conocimiento de la radiación.

La Comisión Internacional de Unidades de Radiación (CIUR) se ha abocado a la tarea de definir un sistema de unidades aceptado internacionalmente, y de empleo rutinario en la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR). Estas unidades en el sistema internacional (S.I.) incluyen el Becquerel, el Gray y el Sievert, y su definición se basa en el sistema MKS. Vienen a substituir al Curie, al rad y al rem, que son unidades tradicionales. En lo que sigue se definen, en primer lugar, las unidades del S.I. para cada uno de los conceptos, y después las antiguas. La transición de un sistema de unidades al otro ha sido lenta, por lo que es frecuente encontrar las antiguas unidades en los textos, en los medidores de radiación y en el uso cotidiano.

IV.2. EXPOSICIÓN (EL ROENTGEN)

La exposición es una medida de la ionización producida por una radiación; su unidad es el Roentgen. Un Roentgen (R) es la exposición (X o gamma) recibida por un kilogramo de aire en condiciones estándar de presión y temperatura (CSPT) si se produce un número de pares de iones equivalente a 2.58×10^{-4} Coulombs. Como la carga de un ion es 1.602×10^{-19} Coulombs, esto equivale a que se produzcan 1.61×10^{15} pares de iones/ kilogramo de aire. En resumen,

$$1 \text{ R} \hat{=} 2.58 \times 10^{-4} \text{ Coulombs/ kg de aire en CSPT,}$$

$$1 \text{ R} \hat{=} 1.61 \times 10^{15} \text{ pares de iones/ kg de aire en CSPT.}$$

Esta definición es totalmente equivalente a la antigua, en que se tomaba 0.001293 gramos (1 cm³ de aire en vez de un kilogramo, y una unidad electrostática de carga en vez de un Coulomb.

Del número de iones producidos en aire por un Roentgen se puede calcular la energía empleada, si se recuerda que la energía necesaria para cada ionización del aire es de 34 eV, equivalente a 5.4×10^{-18} joules (J). Resulta ser:

$$1 \text{ R} \hat{=} 0.00869 \text{ J/ kg de aire.}$$

Como en tejido la energía de ionización es diferente que en aire,

$$1 \text{ R} \hat{=} 0.0096 \text{ J/ kg de tejido.}$$

IV.3. DOSIS ABSORBIDA (EL GRAY Y EL RAD)

En vista de que el Roentgen deposita diferentes cantidades de energía según el material que recibe la exposición, resulta más cómodo definir un nuevo concepto, la dosis absorbida (D), como la energía depositada por unidad de masa, independientemente de qué material se trate.

En el S.I. la unidad de dosis absorbida es el Gray (Gy), definido como sigue:

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

La unidad antigua de dosis absorbida es el rad, definido como:

$$1 \text{ rad} = 0.01 \text{ J/kg.}$$

Como se puede ver: $1 \text{ rad} = 0.01 \text{ Gy} = 1 \text{ cGy}$. Nótese también que un Roentgen deposita en tejido una dosis de 0.96 rad, casi un rad, por lo que con frecuencia estas dos unidades se confunden.

IV.4. DOSIS EQUIVALENTE (EL SIEVERT Y EL REM)

Aunque todas las radiaciones ionizantes son capaces de producir efectos biológicos similares, una cierta dosis absorbida puede producir efectos de magnitudes distintas, según el tipo de radiación de que se trate. Esta diferencia de comportamiento ha llevado a definir una cantidad llamada factor de calidad (Q) para cada tipo de radiación.

Se seleccionó arbitrariamente $Q = 1$ para rayos X y gamma, y para las otras radiaciones los valores dados en el cuadro 4. El factor de calidad es una medida de los efectos biológicos producidos por las distintas radiaciones, comparados con los producidos por los rayos X y gamma, para una dosis absorbida dada. Así, por ejemplo, un Gray de partículas alfa produce efectos biológicos 20 veces más severos que un Gray de rayos X (según los valores del cuadro 4). El factor de calidad Q depende de la densidad de ionización de las diferentes radiaciones. La dosis equivalente es un nuevo concepto que se definió tomando en cuenta el factor de calidad. Es igual a la dosis absorbida multiplicada por el factor de calidad. La unidad de dosis equivalente en el S.I. es el Sievert (Sv), definido como:

$$1 \text{ Sv} = 1 \text{ G} \times Q.$$

La unidad antigua es el rem, con $1 \text{ rem} = 1 \text{ rad} \times Q$. Nótese que $1 \text{ rem} = 0.01 \text{ Sv} = 1 \text{ cSv}$.

CUADRO 4. Factores de calidad

<i>Tipo de radiación</i>	<i>Q</i>
Rayos X, γ	1
Electrones	1
Neutrones térmicos	2.3
Neutrones rápidos	10
Protones	10
Partículas α	20

IV.5. MÚLTIPLOS Y SUBMÚLTIPLOS

Es común usar los prefijos conocidos, **c** (**centi** = 10^{-2}), **m** (**mili** = 10^{-3}), μ (**micro** = 10^{-6}), **k** (**kilo** = 10^3), y **M** (**mega** = 10^6) para indicar múltiplos o submúltiplos de las unidades de radiación. Algunas conversiones útiles son:

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq} = 3.7 \times 10^4 \text{ MBq}$$

$$1 \text{ mCi} = 3.7 \times 10^7 \text{ Bq} = 3.7 \times 10^1 \text{ MBq} \\ = 37 \text{ MBq}$$

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad}$$

$$1 \text{ cGy} = 1 \text{ rad}$$

1 Sv=100 rem

1 mSv = 0.1 rem

1 mSv = 0.1 mrem

CUADRO 5. Resumen de unidades

<i>Concepto</i>	<i>Proceso físico</i>	<i>S.I.</i>	<i>Unidades antiguas</i>
Actividad	Desintegración nuclear	Bq	Ci
Exposición	Ionización del aire	R	R
Dosis absorbida	Energía depositada	Gy	rad
Dosis equivalente	Efecto Biológico	Sv	rem

El cuadro 5 muestra un resumen de las unidades de radiación que se han definido.

IV.6. TASA (O RAZÓN) DE DOSIS

Las unidades de dosis absorbida y dosis equivalente expresan la cantidad total de radiación recibida, por ejemplo, en una operación dada. Sin embargo, para controlar los riesgos por radiación también es necesario conocer la rapidez (razón o tasa) a la cual se recibe la dosis. Para conocer la razón de dosis (D/t), se divide la dosis recibida (D) entre el intervalo de tiempo (t) correspondiente. La dosis total recibida es igual a la razón de dosis multiplicada por el tiempo de exposición.

$$D= (D/T) t.$$

Por ejemplo, si una fuente radiactiva produce a una cierta distancia una razón de dosis de 1 mrem/ hr y una persona permanece en esa posición durante 8 horas, entonces recibirá una dosis total de 8 mrem.



V. DETECCIÓN Y MEDIDA DE LA RADIACIÓN

V.1. INTRODUCCIÓN

PUESTO que la radiación ionizante en general no es perceptible por los sentidos, es necesario valerse de instrumentos apropiados para detectar su presencia. Asimismo, interesan su intensidad, su energía, o cualquier otra propiedad que ayude a evaluar sus efectos. Se han desarrollado muchos tipos de detectores de radiación, algunos de los cuales se van a describir aquí. Cada clase de detector es sensible a cierto tipo de radiación y a cierto intervalo de energía. Así pues, *es de primordial importancia seleccionar el detector adecuado a la radiación que se desea medir. El no hacerlo puede conducir a errores graves.*

El diseño de los detectores está basado en el conocimiento de la interacción de las radiaciones con la materia. Como ya sabemos, las radiaciones depositan energía en los materiales, principalmente a través de la ionización y excitación de sus átomos. Además, puede haber emisión de luz, cambio de temperatura, o efectos químicos, todo lo cual puede ser un indicador de la presencia de radiación. Se van a describir los detectores más comunes en las aplicaciones de la radiación, como son los de ionización de gas y los de centelleo.

V.2. DETECTORES DE IONIZACIÓN DE GAS

Como su nombre lo indica, estos detectores constan de un gas encerrado en un recipiente de paredes tan delgadas como sea posible para no interferir con la radiación que llega. Los iones positivos y negativos (electrones), producidos por la radiación dentro del gas, se recogen directamente en un par de electrodos a los que se aplica un alto voltaje.

La corriente eléctrica así inducida, en general es en forma de pulsos de corta duración; estos pulsos son contados directamente, o activan un medidor de corriente, o pueden ser conectados a una bocina. Esta medida de ionización puede transformarse directamente a unidades de exposición (Roentgens), según su definición (véase la figura 17).

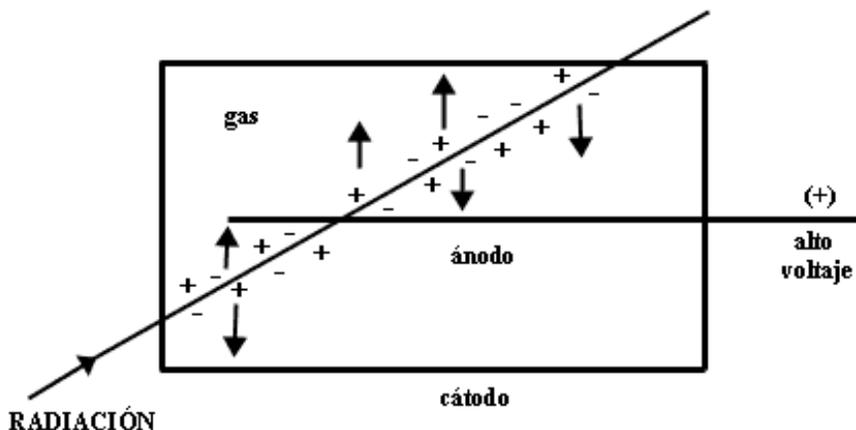


Figura 17. Funcionamiento de un detector gaseoso. Los iones y electrones producidos en el gas por la radiación son colectados en el ánodo y el cátodo.

Debido a la baja densidad de un gas (comparado con un sólido), los detectores gaseosos tienen baja eficiencia para detectar rayos X o gamma (típicamente del orden de 1%) pero detectan prácticamente todas las alfas o betas que logran traspasar las paredes del recipiente. En un detector gaseoso puede usarse cualquier gas (incluso aire). Normalmente se usa una mezcla de un gas inerte (v.gr. argón) con un gas orgánico; el primero ayuda a impedir la degradación y el segundo cede fácilmente electrones para recuperar las condiciones iniciales después de una

descarga. Cada gas tiene diferente potencial de ionización (energía necesaria para producir una ionización); para las mezclas más comunes éste es de alrededor de 34 eV.

La geometría más usada para contadores gaseosos es de un cilindro metálico con un alambre central. Se aplica un alto voltaje positivo al alambre, convirtiéndose éste en ánodo y el cilindro en cátodo. Entonces los electrones se dirigen al alambre y los iones positivos al cilindro. La velocidad de los electrones es mayor que la de los iones.

Cuando una radiación produce un cierto número de pares de iones, éstos se dirigen a los electrodos correspondientes gracias a la aplicación de un alto voltaje. *Sin el alto voltaje apropiado, el detector no funciona o puede dar lecturas erróneas.* En su trayecto hacia los electrodos, los iones y electrones son acelerados por el campo eléctrico, y pueden a su vez producir nuevas ionizaciones, o bien pueden recombinarse (neutralizarse). La magnitud de estos efectos depende del tipo de gas, del voltaje aplicado y del tamaño del detector. Los diferentes detectores gaseosos (cámara de ionización, proporcionales y Geiger-Müller) se distinguen por su operación en diferentes regiones de voltaje. La figura 18 muestra estas regiones para un detector típico; se grafica el número de iones colectados en los electrodos contra el voltaje aplicado, para partículas alfa y beta respectivamente.

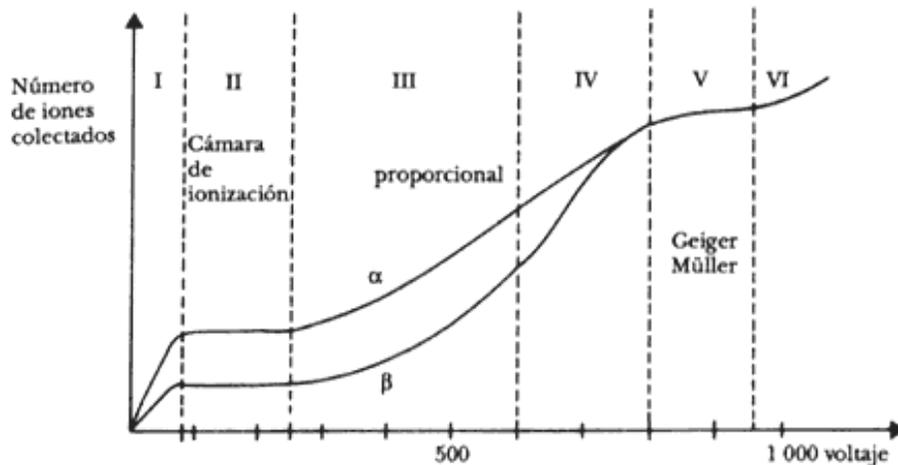


Figura 18. Regiones de operación de un detector gaseoso.

En la región I el voltaje es tan bajo que la velocidad que adquieren los iones y electrones es pequeña, dando lugar a una alta probabilidad de que se recombinen. Por el peligro de perder información, esta región normalmente no se usa.

En la región de voltaje II, el número de iones colectados no cambia si se aumenta el voltaje. Se recogen en los electrodos esencialmente todos los iones primarios; es decir, no hay ni recombinación ni ionización secundaria. Por esta razón, el tamaño del pulso depende de la ionización primaria y, por lo tanto, de la energía depositada por cada radiación. Se llama región de *cámara de ionización* y se usa para medir la energía de la radiación, además de indicar su presencia. En general, la corriente generada en estas cámaras es tan pequeña que se requiere de un circuito electrónico amplificador muy sensible para medirla.

En la región III, llamada *proporcional*, la carga colectada aumenta al incrementarse el voltaje. Esto se debe a que los iones iniciales (primarios) se aceleran dentro del campo eléctrico pudiendo, a su vez, crear nuevos pares de iones. Si uno sube el voltaje, la producción cada vez mayor de ionización secundaria da lugar a un efecto de multiplicación. Los pulsos producidos son mayores que en la región anterior, pero se conserva la dependencia en la energía de las radiaciones.

Aumentando aún más el voltaje, se llega a la región IV, llamada de proporcionalidad limitada, que por su inestabilidad es poco útil en la práctica. Si sigue aumentándose el voltaje, se llega a la región V, llamada *Geiger-Müller*. En esta región la ionización secundaria y la multiplicación son tan intensas que se logra una verdadera

avalancha de cargas en cada pulso (Figura 19). Los pulsos son grandes por la gran cantidad de iones colectados, pero se pierde la dependencia en la ionización primaria.

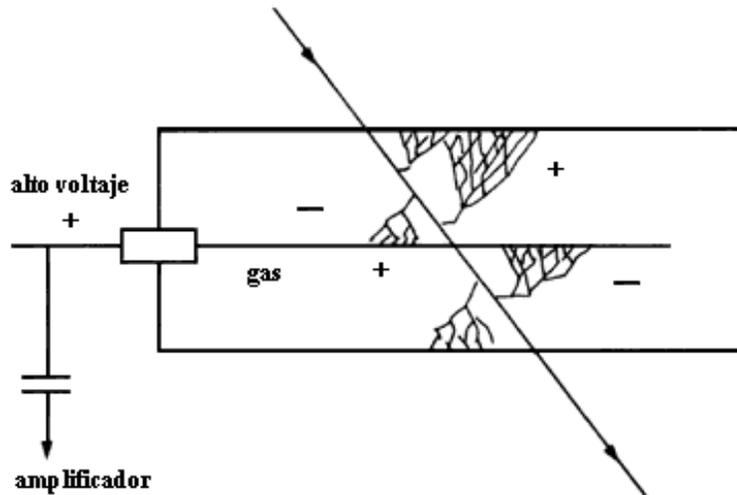


Figura 19. Avalanchas producidas en un detector Geiger-Müller.

Los detectores Geiger-Müller (o sencillamente contadores Geiger) que operan en esta región son indicadores de la presencia de radiación, pero no pueden medir su energía. Son los más usados porque son fáciles de operar, soportan trabajo pesado, son de construcción sencilla y se pueden incorporar a un monitor portátil. Generalmente operan con voltaje de alrededor de 700 a 800 volts, pero esto puede variar según el diseño de cada detector.

Si se incrementa el voltaje aún más, se obtiene una descarga continua (región VI), no útil para conteo.

V.3. CALIBRACIÓN DE DETECTORES

No todas las radiaciones que llegan a un detector producen un pulso. La eficiencia de un detector está dada por la relación entre el número de radiaciones que cuenta y el número que le llegó. Una eficiencia de 100% implica que todas las radiaciones que llegan son detectadas. En cambio una eficiencia de 1%, por ejemplo, significa que de cada 100 radiaciones que recibe, cuenta sólo una. Es importante conocer la eficiencia de cualquier detector (calibrarlo) para tomarla en cuenta al calcular la dosis recibida.

Hay varias circunstancias que afectan la eficiencia de un detector. Una de ellas es el tipo y la energía de la radiación. Las eficiencias relativas de un detector para alfas, betas, gammas o neutrones son muy diferentes, debido a los diferentes mecanismos de interacción de cada uno de ellos con materia (ya sea el material del detector o de su envoltura). Consideremos la eficiencia de un contador Geiger para radiación externa. Las partículas alfa no logran traspasar las paredes del recipiente, así que su eficiencia es cero. Las betas, en cambio, serán contadas en la medida en que puedan atravesar las paredes del recipiente; si éstas son delgadas podrá detectar la mayoría que le lleguen. Los rayos X y gamma en general pueden atravesar las paredes, pero la probabilidad de que ionicen el gas es pequeña por su baja densidad; sin embargo, esto no impide su uso en términos generales. Para detectar neutrones los contadores Geiger convencionales no sirven.

La energía de las radiaciones incidentes es otro parámetro que afecta la eficiencia de un detector. Para empezar, la energía de partículas alfa o beta determina si éstas son capaces de cruzar la envoltura y ser contadas. En el caso de rayos X o gamma, el poder de ionización depende del coeficiente de absorción para cada uno de los tres efectos (fotoeléctrico, Compton o pares). Como ya se vio, éste depende de la energía de los fotones, y en general es muy grande para bajas energías, así que es de esperarse que los contadores en general tengan mayor eficiencia con bajas energías de rayos X o gamma.

El material del detector afecta su eficiencia, principalmente por su densidad. Los detectores sólidos son más eficientes que los gaseosos porque hay más materia que ionizar. Además, en los gaseosos la presión del gas determina la eficiencia. También el tamaño de un detector es determinante para su eficiencia, porque en un detector grande hay más materia que ionizar, además de que es más difícil que la radiación se escape.

El efecto producido en el detector y la manera como éste se pone en evidencia son importantes para su eficiencia. El efecto puede ser ionización (como en los detectores gaseosos), producción de luz, excitación atómica o reacción química. Cualquiera que sea el efecto en un detector dado, éste se tiene que medir de alguna manera. Si es ionización, se puede medir con un circuito electrónico apropiado. Si es destello luminoso, se necesita una celda fotoeléctrica sensible. Si es reacción química, se identifica el nuevo compuesto, por ejemplo, por su cambio de color.

Finalmente, el aparato asociado desempeña un papel importante, por ejemplo, el circuito electrónico y el indicador de corriente en los detectores gaseosos. El acoplamiento eléctrico del detector al circuito, el nivel de discriminación para eliminar ruido electrónico, los valores y la precisión de los voltajes empleados, la magnitud de amplificación de los pulsos, la sensibilidad del indicador de carátula, la precisión de las escalas del indicador, son factores que afectan la eficiencia de conteo. Además, es importante señalar que la eficiencia debe referirse a la combinación detector-circuito-indicador, y no sólo a una parte.

Los monitores de radiación y los dosímetros dan lecturas en unidades de exposición, de dosis absorbida o de dosis equivalente. Los pulsos que produce el detector se tienen que transformar a estas unidades. Lo mismo puede decirse del ennegrecimiento de una película o del cambio de color de una solución. Siempre hay lugar a error en las lecturas debido a los procesos descritos. Los fabricantes generalmente calibran sus aparatos por comparación con fuentes de características conocidas (patrones), y recomiendan cómo se deben usar y cómo se pueden garantizar lecturas correctas. Además, algunas de sus características van cambiando con el tiempo, así que se deben verificar de cuando en cuando.

V.4. TIEMPO MUERTO DE UN DETECTOR

El pulso eléctrico producido en un detector Geiger tiene una forma característica que se muestra en la figura 20, que es una gráfica del voltaje en el ánodo contra el tiempo.

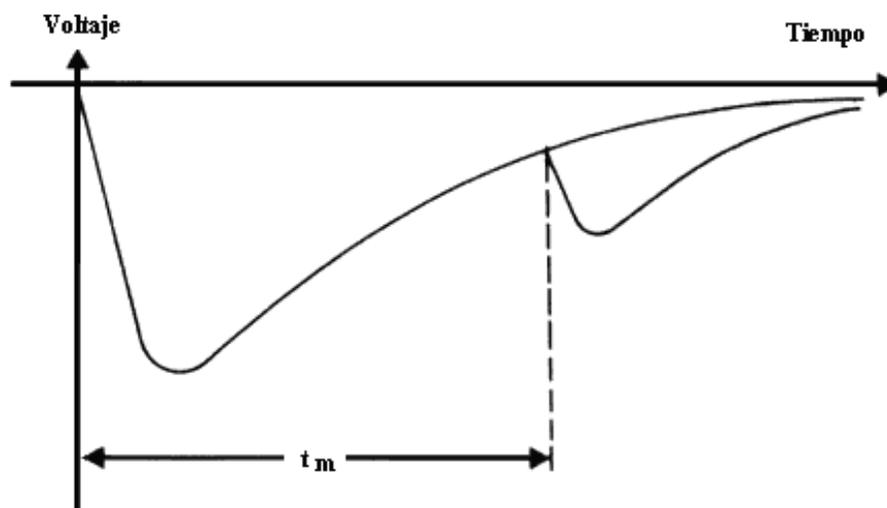


Figura 20. Forma característica de los pulsos eléctricos provenientes de un a detector gaseoso.

Lo primero que sucede es que los electrones producidos en la ionización, por ser muy veloces, llegan rápidamente al ánodo (+), provocando una caída brusca de su voltaje en una fracción de microsegundo. Los iones positivos se mueven más lentamente, tardando cientos de microsegundos en llegar al cátodo para restablecer las condiciones iniciales. Durante este tiempo, llamado tiempo muerto del detector, éste no puede producir nuevos pulsos.

El tiempo muerto del detector (t_m) depende de su diseño, del voltaje aplicado, del circuito externo y del gas utilizado. En general es una cantidad dada y el usuario no tiene acceso a cambiar su valor. Sin embargo, cuando la rapidez de conteo con el detector es grande, pueden suceder muchos pulsos cercanos uno al otro. Entonces existe la posibilidad de que llegue una radiación antes de que el detector se restablezca de la anterior, o sea dentro del tiempo muerto, en cuyo caso la nueva radiación no se registra, entonces la lectura será errónea.

Cuando esto sucede, se puede corregir la razón de conteo medida (m) para obtener la razón de conteo real (n). Esta sería la razón de conteo si no hubiese tiempo muerto. La corrección se hace aplicando la fórmula:

$$n = \frac{m}{1 - mt_m}$$

Para verificar su validez, nótese que si t_m fuese cero, n sería igual a m . Desde luego, n siempre es mayor que m . Por otro lado, la corrección es mayor entre mayores sean la razón de conteo o el tiempo muerto. Para aplicar la fórmula, nótese también que las unidades deben ser congruentes. Por ejemplo, si las unidades de razón de conteo son cuentas/seg, el tiempo muerto debe expresarse en segundos.

Si la rapidez (razón) de conteo es muy alta, por ejemplo si uno acerca demasiado el detector a la fuente radiactiva, existe la posibilidad de que deje de contar. Esto se debe a que las radiaciones muy seguidas unas de otras llegan al detector antes de que éste se pueda restablecer. Se dice entonces que el detector está saturado. Ésta es una condición peligrosa porque el detector puede no contar nada a pesar de estar dentro de un campo de radiación muy intenso.

V.5. DETECTORES DE CENTELLEO

Existen muchos otros tipos de detector de radiación que no operan con la ionización de un gas. Uno de los más empleados es el llamado detector de centelleo. En él se aprovecha el hecho de que la radiación produce pequeños destellos luminosos en ciertos sólidos. Esta luz se recoge y transforma en un pulso eléctrico.

Los detectores de centelleo tienen algunas ventajas sobre los de gas. En primer lugar, un sólido, por su mayor densidad, es más eficiente en detener la radiación que un gas. Por lo tanto la eficiencia de un detector de centelleo es muy superior a la de uno de gas, especialmente para rayos gamma. En segundo lugar, el proceso de luminiscencia, o sea la absorción de radiación y la posterior emisión de luz, es muy rápido, disminuyendo el tiempo muerto.

El material que produce el destello se llama cristal de centelleo. Se selecciona para que tenga una alta eficiencia en absorber radiación ionizante y emitir luz (luminiscencia). Debe ser transparente para poder transmitir la luz producida, y debe estar a oscuras para que la luz ambiental no le afecte.

El material más empleado como cristal de centelleo es el yoduro de sodio activado con talio, NaI (Tl). Es de costo bajo y es muy estable. Otro muy común es el yoduro de cesio activado con talio, CsI (Tl), y hay otros materiales inorgánicos de usos especiales. Por otro lado, especialmente para detectar neutrones, suelen emplearse materiales orgánicos como plásticos. De éstos los más importantes son el antraceno y el estilbeno. Para ciertas aplicaciones son útiles también los líquidos orgánicos.

Con objeto de transformar la pequeña cantidad de luz producida por un cristal de centelleo en una señal eléctrica que se puede manejar con más comodidad, se pone en contacto con un dispositivo llamado fotomultiplicador,

esquemático en la figura 21.

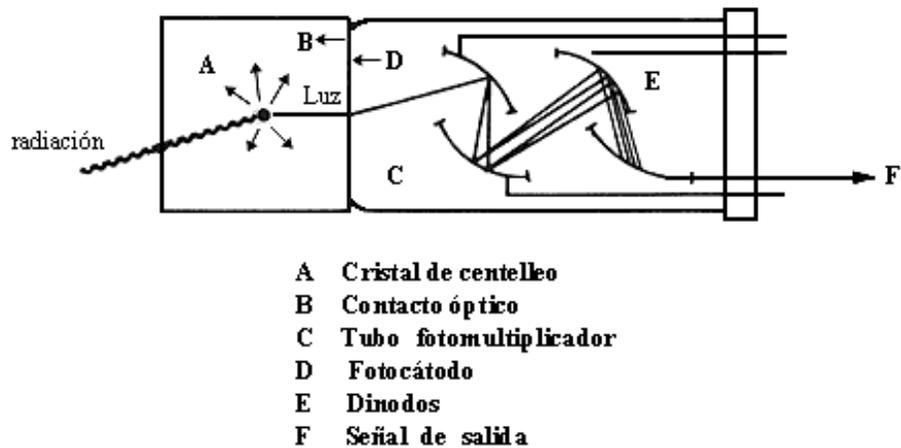


Figura 21. Detector de centelleo fotomultiplicador.

El contacto debe ser óptico (por ejemplo con grasa transparente) para que no haya pérdidas. El tubo fotomultiplicador es un recipiente de vidrio sellado y al alto vacío. La cara que está en contacto con el cristal de centelleo va cubierta en su interior por un material que emite electrones al recibir luz (fotocátodo) y opera como una celda fotoeléctrica. Estos electrones son acelerados y multiplicados en campos eléctricos secuenciales entre electrodos llamados dinodos, lográndose multiplicaciones de un millón de veces. En el último de ellos la señal eléctrica es suficientemente grande para poder ser manejada con amplificadores y analizadores de pulsos convencionales.

V.6. DOSÍMETROS PERSONALES

El personal expuesto normalmente a radiaciones requiere de la medida habitual de la dosis recibida y de un seguimiento de la dosis acumulada en un lapso dado. Para esto se acostumbra usar dosímetros personales, que son dispositivos sensibles a la radiación pero que por su tamaño y peso pueden ser portados individualmente con comodidad, ya sea en el bolsillo o asidos a la ropa con una pinza. Los más comúnmente empleados son los de película fotográfica, las cámaras de ionización de bolsillo y los termoluminiscentes.

Los dosímetros de película (véase la figura 22) aprovechan el hecho bien conocido de que la radiación vela las películas fotográficas, como sucede en las radiografías. La emulsión fotográfica contiene granos de bromuro de plata (AgBr), y al pasar por ella una radiación deja a su paso iones de bromo y de plata suspendidos en la emulsión, como imagen latente. Cuando se revela la película aparecen los granos de plata metálica. El oscurecimiento se mide después con un densitómetro óptico, que mide la transmisión de luz, y de allí se deduce la dosis recibida.

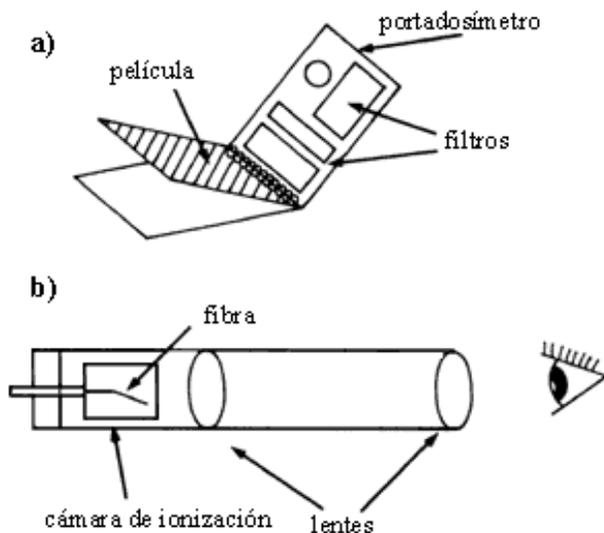


Figura 22. Dosímetros de bolsillo. (a) Película fotográfica. (b) Cámara de ionización.

Como el oscurecimiento depende también del tipo y de la energía de la radiación recibida, en el portadosímetro, que generalmente es un receptáculo de plástico, se incluyen filtros en forma de pequeñas placas de elementos absorbentes de radiación, como plomo, cadmio, cobre o aluminio. Del ennegrecimiento relativo de las zonas con filtro y sin filtro se puede deducir algo sobre estas cantidades. Hay instituciones y compañías privadas que ofrecen el servicio de revelado y medida de dosis en dosímetros de película.

Los dosímetros de película son de bajo costo, sencillos de usar y resistentes al uso diario. Son sensibles a la luz y a la humedad. Permiten tener un registro permanente de la dosis acumulada, generalmente en periodos de un mes. Como la información sobre la dosis se recibe un tiempo después de recibida la exposición, son útiles especialmente para llevar el historial de exposición del personal. Sólo se pueden usar una vez. No se pueden medir con confianza dosis menores a 20 mrem.

Otro tipo de dosímetro personal que suele usarse es la cámara de ionización de bolsillo. Estos son dispositivos del tamaño de un lapicero (Figura 22) que contienen una pequeña cámara de ionización en la que el ánodo tiene una sección fija y una móvil, que es una fibra de cuarzo metalizada. Antes de usarse se conecta momentáneamente a un cargador, en el que se le aplica un voltaje, y la fibra se separa de la parte fija por repulsión electrostática, quedando lista la cámara para ser usada. Luego, cada vez que le llega una radiación que produce ionización, los electrones que llegan al ánodo lo van descargando y la fibra se acerca nuevamente a la parte fija. El desplazamiento de la fibra depende de la exposición, y se puede observar directamente con una lente en el otro extremo del dosímetro. Se ve la fibra sobre una escala calibrada en unidades de exposición; la escala que se usa más frecuentemente va de cero a 20 mR.

Las cámaras de ionización de bolsillo tienen la ventaja de que se puede tener la lectura de la exposición inmediatamente después de recibirla. En cambio, no son de registro permanente. Su costo es más alto que el de las películas fotográficas, pero se pueden usar repetidas veces. Son sensibles a golpes y otros maltratos.

Los dosímetros termoluminiscentes son sustancias, como el fluoruro de litio (**LiF**) o el fluoruro de calcio (**CaF₂**), que al recibir radiación muchos de los electrones producidos quedan atrapados en niveles de energía de larga vida, generalmente debidos a defectos en la red cristalina. Cuando posteriormente son calentados estos cristales, los electrones atrapados vuelven a caer a sus estados originales, al mismo tiempo emitiendo luz (de allí el nombre de termoluminiscencia). La cantidad de luz emitida es proporcional a la dosis acumulada desde la última vez que se calentó. Se mide con un fotomultiplicador.

Estos dosímetros son de costo moderado, resistentes y pueden ser usados varias veces. Son más precisos que los de placa fotográfica, pero se requiere de un equipo especial para efectuar las lecturas, las cuales no son inmediatas.

Los dosímetros personales, como los otros detectores, tienen limitaciones en cuanto al tipo de radiación y la energía a que son sensibles. Su sensibilidad es función de los mismos parámetros mencionados para los detectores

en general, y deben ser calibrados junto con los sistemas que dan las lecturas.

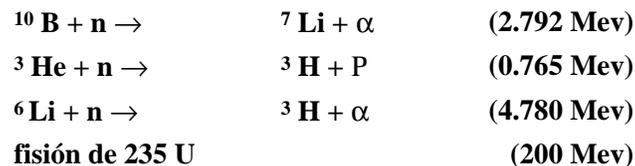
V.7. DETECTORES DE NEUTRONES

Como ya se vio previamente, los neutrones en sí no producen ionización en los materiales, la producen los núcleos a los cuales los neutrones les transmiten energía, ya sea por dispersión elástica o por reacción nuclear. Por lo tanto, los detectores mencionados hasta aquí son insensibles a detectar neutrones.

Para que un detector de cualquier tipo sea útil para detectar neutrones, debe ser diseñado de manera que haya abundantes dispersiones o reacciones nucleares. Entonces se mide la ionización secundaria producida por los núcleos golpeados. Los neutrones rápidos generalmente son detectados por las dispersiones que producen; los lentos por las reacciones nucleares.

Los cristales de centelleo orgánicos (por ejemplo, el antraceno y el estilbena) son útiles para detectar neutrones rápidos porque contienen elementos ligeros, en particular hidrógeno y carbono. Sus núcleos ligeros reciben, al ser golpeados por neutrones, suficiente energía para ser detectados.

Los neutrones lentos son detectados a través de las reacciones nucleares que producen. Las reacciones más útiles, por su alta probabilidad y por suceder en elementos que pueden ser fácilmente integrados en los detectores conocidos, son las siguientes:



El valor entre paréntesis es aproximadamente igual a la energía que se reparten los productos de las reacciones. En el primer caso, por ejemplo, el ^7Li y la partícula α se reparten aproximadamente 2.792 MeV, cantidad considerable de energía que puede ser detectada en un detector convencional.

El detector más común de neutrones lentos es un contador proporcional o Geiger que contiene en el gas una proporción alta del gas BF_3 (trifluoruro de boro). De preferencia este gas está enriquecido en el isótopo ^{10}B para provocar la primera de las reacciones (el boro natural tiene dos isótopos, el 10 y el 11). Las partículas de Li y α generadas producen los pulsos eléctricos.

También suelen usarse detectores de gas que contienen ^3He para provocar la segunda reacción. El uso de la tercera reacción involucra un cristal de centelleo de LiI (yoduro de litio), enriquecido en ^6Li . Por otro lado, las llamadas cámaras de fisión son contadores proporcionales en cuyas paredes interiores va un recubrimiento que contiene el ^{235}U .

Una técnica muy empleada para detectar neutrones rápidos es primero moderar su energía y luego usar una de las reacciones para neutrones lentos. Para esto se envuelve el detector con un material que es eficaz para moderar los neutrones, como el polietileno o la parafina. Éste generalmente es en forma de esfera o de cilindro de unos 30 cm de diámetro. Es importante hacer notar que si el moderador se separa del detector, éste deja de ser sensible a los neutrones rápidos.



VI. SEGURIDAD RADIOLÓGICA

VI.1. LÍMITES DE LAS DOSIS

LA COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA (CIPR) es un organismo establecido para recomendar prácticas seguras sobre el uso de radiación. En diversas ocasiones ha emitido recomendaciones, las cuales han ido variando según se ha obtenido más experiencia sobre el tema. En la actualidad se aceptan las siguientes recomendaciones de tipo general:

- a) No debe adoptarse ninguna práctica que involucre radiación a menos que produzca un beneficio neto.
- b) Las exposiciones a la radiación deben mantenerse tan bajas como sea razonablemente posible (en idioma inglés se usan las siglas ALARA, que vienen de *As Low As Reasonably Achievable*).
- c) El equivalente de dosis que reciba cualquier individuo no debe exceder los límites determinados por la CIPR para cada circunstancia.

En todo uso de la radiación conviene adoptar estas recomendaciones cuyo énfasis está en mantener las exposiciones tan bajas como sea posible, en vista de los efectos biológicos identificados como producto de la radiación, no excediendo los umbrales definidos en cada caso.

Para el personal ocupacionalmente expuesto se ha definido el concepto de *dosis máxima permitida*, aunque en la actualidad se prefiere el término *límite recomendado de dosis equivalente*, el cual se ha fijado en 50 mSv (5 rem) por año.

Usaremos el límite de dosis equivalente (LDE) de 50 mSv (5 rem)/ año para *personal ocupacionalmente expuesto*. Esta dosis, promediada sobre 50 semanas, da el valor de 1 mSv (100 mrem)/ semana. Considerando 40 horas de trabajo por semana, esto equivale a **25 μ SV (2.5 mrem)/ hora**. Se recomienda no exceder estas dosis. De hecho, es de esperarse que la dosis recibida siempre sea considerablemente menor que estos límites. Si por necesidades de trabajo se exceden estas dosis, debe procurarse no recibir más radiación en un intervalo de tiempo suficiente para que el promedio no exceda el límite de dosis equivalente. Por ejemplo, si en una jornada de trabajo se reciben 100 mrem, se debe tratar de no recibir más radiación en el resto de la semana para no llegar al valor semanal recomendado. Nótese que esta precaución no es para que los efectos de la radiación de alguna manera se anulen; es para no exceder una cierta posibilidad de que se presenten efectos estocásticos (véase el capítulo VII.)

Si por alguna razón una persona no ocupacionalmente expuesta recibe una dosis, deberán tomarse las medidas para evitar que exceda 5 mSv (0.5 rem)/ año, o sea una décima parte del límite de dosis equivalente para personal ocupacionalmente expuesto.

VI.2. RADIACIÓN NATURAL Y ARTIFICIAL

El hombre siempre ha estado expuesto a una cierta cantidad de radiación ambiental proveniente de fuentes naturales y de fuentes artificiales. Mencionaremos algunas de estas fuentes y los niveles de dosis que nos proporcionan para compararlos con el LDE.

De fuentes naturales de radiación recibimos aproximadamente 1.0 mSv (100 mrem)/ año. Una fuente natural es la radiación cósmica, que nos llega de fuera del planeta. La atmósfera sirve de blindaje para la mayor parte de ella, pero de cualquier manera nos llega una dosis de aproximadamente 0.35 mSv (35 mrem)/ año en el ecuador a nivel del mar. Esta dosis aumenta con la latitud debido al campo magnético de la Tierra, hasta que a latitud 50°, se reciben aproximadamente 0.5 mSv (50 mrem)/ año. Nótese que estos valores son del orden de 1/ 100 del LDE. La dosis también aumenta con la altura sobre el nivel del mar porque hay menos atmósfera para absorber la radiación. A 2 000 metros sobre el nivel del mar, aumenta a 1 mSv/ año, mientras que a 5 000 metros llega a 3 mSv/ año. En un viaje aéreo trasatlántico, se reciben aproximadamente 0.05 mSv.

Otra fuente natural de radiación son ciertos elementos radiactivos que están presentes en cualquier mineral, como el uranio, el tório y el potasio 40 (40K). De ellos recibimos en general, dependiendo de variaciones locales, entre

0.3 y 1.0 mSv/ año. Desde luego, en yacimientos ricos en estos minerales las dosis pueden ser mayores. El radón es un gas radiactivo producido por el decaimiento del uranio de todos los materiales. Es responsable de aproximadamente 0.3 mSv/ año, como una tercera parte de la dosis natural que recibimos. En ciertos lugares se puede acumular este gas, como en lugares mal ventilados o en fallas geológicas, aumentando la dosis.

Algunos ejemplos de fuentes artificiales son los reactores nucleares, las fuentes radiactivas y los aparatos para usos médicos e industriales de la radiación. Una radiografía de tórax produce 0.2 mSv en aproximadamente un segundo. Una radiografía dental, 10 mSv, pero en una región muy localizada del cuerpo.

VI.3. RIESGOS POR RADIACIÓN EXTERNA

Se entiende por radiación externa la que recibe el organismo debido a fuentes exteriores a él, generalmente selladas. La dosis recibida dependerá del tipo de radiación y de su energía (por lo tanto de su poder de penetración). En general los emisores de partículas alfa no se consideran de riesgo externo importante porque éstas no penetran sino unas micras de la piel, además de que cualquier material del grueso de un papel, o unos centímetros de aire, las absorben. Los emisores de partículas beta son más importantes por el poder de penetración mayor de las betas en tejido, unos cuantos milímetros. Los emisores de rayos X y gamma, así como los neutrones, constituyen las fuentes de mayor riesgo externo, debido principalmente a su gran poder de penetración en el organismo; por lo tanto, pueden afectar cualquier órgano. Por otro lado, son las fuentes más comúnmente usadas en diversas aplicaciones. Lo que sigue se refiere sólo a rayos X y gamma o neutrones, según se indique.

Las medidas de protección contra la irradiación por fuentes externas son: *tiempo, distancia y blindaje*.

El efecto del *tiempo* se debe simplemente a que la dosis se acumula con el tiempo. Si una persona recibe una razón de dosis dada, la dosis acumulada será el producto de ésta por el tiempo de exposición. Por ejemplo, si un trabajador recibe una dosis medida en un monitor de 0.1 mSv/ hora durante tres horas de trabajo, acumulará una dosis de 0.3 mSv (véase la sección IV.6.)

Para tomar en cuenta el efecto de la *distancia*, considérese una fuente puntual de actividad A que emite radiación uniformemente en todas direcciones, como lo indica la figura 23. Consideremos por el momento que la radiación viaja en línea recta, o sea sin tomar en cuenta dispersión de Compton en el caso de rayos gamma o dispersión elástica en el caso de neutrones. La radiación actúa como si la fuente fuese un foco luminoso. A medida que uno se aleja de él, la iluminación disminuye, obedeciendo la ley del cuadrado de la distancia.

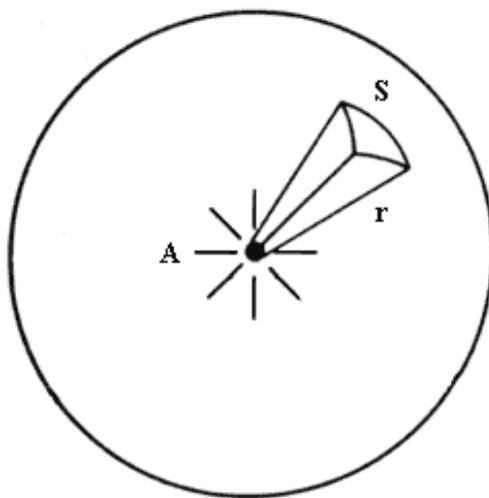


Figura 23. Fuente radiactiva que emite uniformemente en todas direcciones.

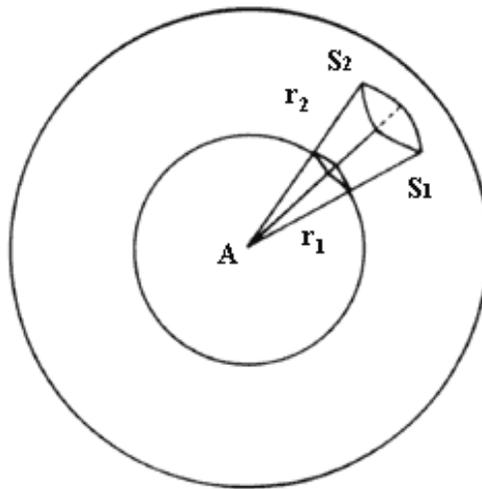


Figura 24. Las superficies S_1 y S_2 reciben flujos de radiación dependientes de sus respectivas distancias r_1 y r_2 de la fuente.

En el caso de la radiación, la dosis que recibe una persona es inversamente proporcional al cuadrado de la distancia a la fuente, obedeciendo la fórmula:

$$\frac{D_1}{D_2} = \frac{r_2^2}{r_1^2}.$$

Por ejemplo, supongamos que una persona se encuentra a un metro de distancia de la fuente y recibe una dosis D_1 . Si se aleja a 2 metros recibirá una cuarta parte de D_1 . A 3 metros, $1/9$ de D_1 . (Véase el Apéndice IV.)

Es posible calcular la dosis absorbida o equivalente que recibe un tejido dado a cierta distancia r de una fuente de actividad A . Refiriéndose a la figura 25, si la radiación está colimada, el tejido absorbe energía en el volumen indicado por líneas quebradas, que contiene cierta masa. La razón de dosis de rayos gamma recibida se calcula con la fórmula:

$$\frac{D}{t} = \frac{\Gamma A}{r^2},$$

donde D/t es la razón de dosis equivalente en rem/hr, A es la actividad en Ci y r es la distancia (media) de la fuente al absorbedor en metros. La *constante gamma* (Γ) tiene un valor dado para cada tipo de fuente.

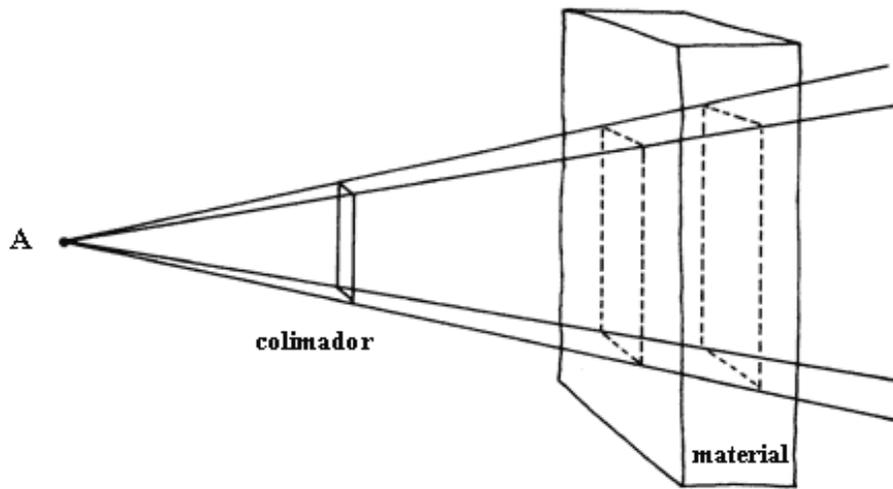


Figura 25. El material absorbe dosis en el volumen indicado.

Como ejemplo se va a calcular la razón de dosis equivalente recibida por una persona a 5 m de una fuente de **0.5 Ci** de ^{137}Cs , cuya constante Γ es 0.36. Resulta ser $0.36 \times 0.5 / 25 = 0.0072 \text{ rem/ hr}$, o bien 7.2 mrem /hr.

El Apéndice V indica cómo se obtiene para el Γ ^{137}Cs , y de manera semejante se obtiene para otras fuentes radiactivas, cuyos valores se encuentran en el cuadro 6. Con ellos es posible calcular la dosis producida por fuentes de cualquier actividad a cualquier distancia.

CUADRO 6. Valores de la constante T para varios radioisótopos de uso común

<i>Emisor</i>	<i>Constante</i>
^{22}Na	1.29
^{60}Co	1.35
^{131}I	0.24
^{137}Cs	0.36
^{226}Ra	0.84
^{192}Ir	0.55

Otra fórmula práctica y equivalente a la anterior es:

$$\frac{D}{t} = \frac{\Gamma A}{r^2},$$

en donde la razón de dosis D/t está en $\mu\text{Sv/hr}$, M es la actividad de la fuente en MBq, E es la energía por desintegración gamma en MeV, y r es la distancia a la fuente en metros.

El *blindaje* es el tercer factor de protección contra radiación externa. Consiste en interponer entre la fuente y la persona suficiente material para atenuar la radiación. Como ya sabemos, la atenuación sigue una ley exponencial:

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

en donde I_0 es la intensidad de radiación que llega al material atenuador (blindaje), I es la intensidad que logra atravesarlo, μ es el coeficiente lineal de atenuación, y x es el grueso del blindaje. Se acostumbra emplear el coeficiente másico de atenuación μ/ρ cuyas unidades son cm^2/g , dividiendo entre la densidad del material ρ . En el cuadro 7 se dan los coeficientes másicos de atenuación para algunos materiales comunes y para dos energías distintas de rayos gamma.

A la fórmula de razón de dosis recibida por una fuente de actividad conocida debe agregarse el factor exponencial si se quiere tomar en cuenta el blindaje, quedando:

$$\frac{D}{t} = \frac{\Gamma A}{r^2} e^{-\mu x}$$

La capa hemirreductora $x_{1/2}$ es el espesor de blindaje que reduce la intensidad de la radiación a la mitad. Se calcula con la fórmula:

$$x_{1/2} = \frac{0.693}{\mu}$$

Como cada capa hemirreductora que se agrega reduce la intensidad a la mitad, el poner n capas hemirreductoras reduce la intensidad por un factor 2^n . Por lo tanto, si la razón de dosis calculada previamente se divide entre este factor, para incluir el efecto del blindaje, resulta:

$$\frac{D}{t} = \frac{\Gamma A}{r^2} \frac{1}{2^n},$$

donde n es el número de capas hemirreductoras de que consta el blindaje.

CUADRO 7. Coeficiente másico de atenuación de rayos gamma de dos energías distintas en diferentes materiales.

Material	m/ρ en cm^2/g		ρ en g/cm^3
	$E = .66 \text{ MeV}$	$E = 1.33 \text{ MeV}$	
Aire	.078	.055	0.001293 (STP)
Agua (tejido)	.087	.060	1
Aluminio	.077	.055	2.7
Plomo	.100	.056	11.3
Fierro	.073	.053	7.0 - 7.9
Cemento	.078	.055	2.7 - 3.0

Los cálculos hechos y las fórmulas obtenidas hasta aquí tienen la limitación importante de que no se consideró en ningún caso la dispersión de la radiación. Para el caso de rayos gamma no hay que olvidar que existe el efecto Compton de dispersión, que si bien atenúa la radiación en línea recta, en cambio produce radiación en otras direcciones. Este efecto Compton es muy importante a energías del orden de 1 MeV. La radiación dispersada puede contribuir a la dosis recibida, como lo muestra la figura 26.

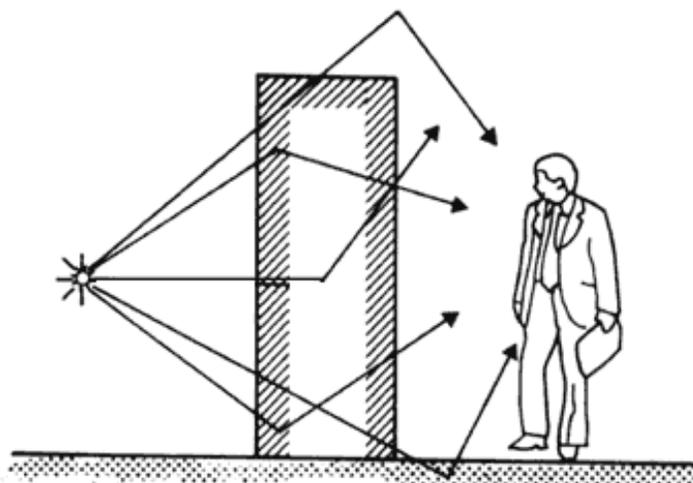


Figura 26. La radiación puede ser dispersada por paredes, piso y aire.

Por esta razón, hay una *intensificación (buildup)* de la dosis recibida cuando hay materiales dispersores entre la fuente y la persona, o simplemente en la vecindad de la fuente. La radiación puede ser dispersada del aire, del piso o del techo del recinto, de las paredes, o de cualquier objeto cercano dentro o fuera del recinto. Las fórmulas

obtenidas deben considerarse como una primera aproximación a la razón de la dosis real.

La dispersión depende de los materiales, del tipo y energía de la radiación, y de la distribución geométrica del lugar donde se efectúa la medida. Calcular su efecto es matemáticamente posible, pero resulta un problema difícil, y sólo se ha hecho para ciertas geometrías más o menos comunes. Ante la imposibilidad de hacerlo para todos los casos que se presenten, se define un factor de intensificación B (*buildup factor*) que se multiplica por la razón de dosis calculada para corregirla hasta donde sea posible:

$$\frac{D}{t} = \frac{\Gamma A}{r^2} \frac{1}{2^n} B.$$

Para situaciones normales se puede usar un valor del orden de $B = 1.5$, pero no hay que olvidar que ésta es apenas una aproximación.

En el caso de los *neutrones* siguen siendo válidos los argumentos de tiempo y de distancia. La dosis es proporcional al tiempo de exposición y en primera instancia es inversamente proporcional al cuadrado de la distancia a la fuente, aunque la intensificación por dispersión es muy importante.

Para calcular la dosis equivalente a partir de un flujo dado de neutrones se puede usar la gráfica de la figura 27, tomada de datos de la CIPR. Esta gráfica presenta el flujo de neutrones requerido para producir una dosis equivalente de $25 \mu\text{Sv/hr}$, para neutrones de cualquier energía. En términos generales se pueden usar los valores de aproximadamente 2×10^5 neutrones rápidos/ $\text{m}^2 \text{seg}$ para producir 25mSv/hr , y 7×10^6 neutrones lentos/ $\text{m}^2 \text{seg}$ para producir la misma dosis.

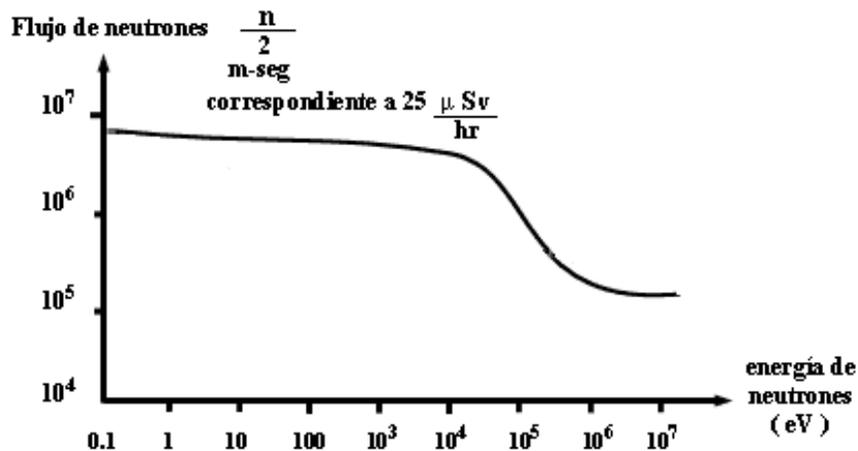


Figura 27. El flujo de neutrones necesario para producir una dosis equivalente de $25 \mu\text{Sv/hr}$ (el LDE), según la energía de los neutrones.

Como ejemplo, calcularemos la dosis equivalente producida por una fuente de 10^9 neutrones rápidos/ seg a una distancia de 1 metro. El flujo (ver el Apéndice IV) de neutrones a esta distancia será de:

$$\phi = \frac{A_n}{4\pi r^2} = \frac{10^9}{12.57 \times (1)^2} = 7.96 \times 10^7 \text{ n/m}^2 \text{ seg.}$$

Este flujo es 398 veces el flujo de $2 \times 10^5 \text{ n/m}^2 \text{ seg}$, así que la dosis equivalente será $398 \times 25 \mu\text{Sv/hr} = 9.95 \text{ mSv/hr}$ (995 mrem/hr).

VI.4. PROTECCIÓN CONTRA LA RADIACIÓN EXTERNA

Como ya se mencionó, las medidas específicas de protección contra la radiación externa se basan en el uso juicioso de los tres factores: *tiempo*, *distancia* y *blindaje*.

Las medidas de protección se inician desde la planeación del trabajo a desarrollar. En primer lugar se tiene la selección de la fuente apropiada y de los detectores adecuados al tipo de radiación. La actividad de la fuente y la energía de la radiación deben ser las más bajas que sea posible para la aplicación específica. La fuente deberá ser sellada a menos que haya una razón especial para que no lo sea. De ser posible, se debe procurar que la naturaleza física y química de las sustancias radiactivas contenidas en la fuente reduzca al mínimo los riesgos por ingestión en caso de rotura del recipiente.

Las fuentes selladas deberán llevar una marca que permita su identificación, así como conocer la naturaleza y la intensidad de la radiación emitida. Deben examinarse periódicamente para descubrir posibles roturas o fugas. Las fuentes que hayan sufrido algún deterioro mecánico o por corrosión deberán guardarse de inmediato en un recipiente hermético hasta que personal especializado pueda determinar si necesita reparación.

Las fuentes deberán estar dentro de su contenedor o blindaje siempre que no esté en uso. Deberá llevarse un registro que permita su localización en todo momento. El contenedor deberá guardarse bajo llave (doble llave de preferencia), con control estricto del número de llaves y del personal que tiene acceso a ellas. El almacén deberá estar resguardado de inclemencias del tiempo, además de cubrir los requisitos de protección al personal. Si se sospecha del extravío de una fuente, debe avisarse de inmediato al encargado de protección radiológica, y si se confirma la pérdida, a la autoridad competente.

La manipulación de las fuentes deberá hacerse procurando mantener al mínimo las dosis recibidas, usando los factores tiempo, distancia y blindaje. Deberá señalarse adecuadamente el área para impedir el paso a personas que se encuentren en los alrededores. No deben tocarse con las manos para evitar, por un lado, exposiciones excesivas y, por otro, posible contaminación; deberán usarse pinzas largas. La manipulación deberá planearse de antemano, incluyendo simulacros sin fuente que permitan minimizar las dosis.

VI.5. EFECTOS POR RADIACIÓN INTERNA

La radiación interna se presenta cuando la fuente radiactiva se encuentra dentro del organismo. Puede ingresar al cuerpo por ingestión, por inhalación, por absorción a través de la piel, o por contacto con una herida abierta.

El daño depende del tipo de radiación emitida, de su energía, del órgano en que se localiza y de su permanencia dentro del organismo. Por su alta ionización específica, las alfas y las betas constituyen en este caso un alto riesgo, pues una pequeña cantidad de material emisor puede depositar una dosis alta muy localizada.

La vida media del isótopo es importante cuando la sustancia se fija en el organismo. Pero también se puede hablar de una vida media de permanencia en el cuerpo, determinada por los mecanismos naturales de eliminación de sustancias ajenas o tóxicas. Las propiedades químicas de la sustancia ingerida determinan esta eliminación. Por ejemplo, una sustancia química que se elimina con la orina sólo permanecerá en el cuerpo unas cuantas horas, pero una que se fija en los huesos permanecerá toda la vida del individuo. La dosis recibida a final de cuentas será producto de la combinación de las dos vidas medias.

Cuando se trabaja con fuentes selladas, el riesgo por radiación interna es mínimo, a menos que se dañe la fuente y se derrame el material radiactivo. Cuando se manejan fuentes radiactivas abiertas, o sea en forma de líquidos, gases o polvos sujetos a derramarse, es cuando se pueden presentar los riesgos internos. La presencia indeseable

de material radiactivo en utensilios, mesas de trabajo, ropa, partes del cuerpo, etc., se conoce como contaminación, y puede ocasionar la penetración al cuerpo, con el consiguiente riesgo interno.

VI.6. PREVENCIÓN DE RIESGOS POR RADIACIÓN INTERNA

Como se puede deducir de lo anterior, la mejor manera de prevenir los riesgos por radiación interna es evitar la contaminación, y si ésta se presenta, ejercer un control para que el material radiactivo no se introduzca al organismo.

Para evitar la contaminación se deben manejar las fuentes, tanto las abiertas como las selladas, con el cuidado y los instrumentos que cada una de ellas exige por su naturaleza. Por ejemplo, la fuente sellada se debe manejar tratando de evitar que se golpee, friccion, sufra ataque químico o de fuego, o esté sujeta a fuerzas externas que puedan ocasionar la rotura de su cápsula. Para verificar la integridad física de una fuente sellada se practica la llamada prueba de fuga. Hay varios tipos de prueba de fuga, pero la más frecuente, si la fuente no es de actividad muy alta, consiste en frotar la fuente o los lugares aledaños con un algodón o papel absorbente, de preferencia impregnados con un solvente, como agua o alcohol. Este algodón se deposita en un tubo de ensayo o bolsa de plástico debidamente etiquetado, identificándolo claramente. Luego se envía a un laboratorio especializado en donde se mide su actividad con aparatos sensibles.

Para fuentes abiertas, su manejo debe ser en extremo cuidadoso en un laboratorio diseñado expresamente para manejo de material radiactivo. Debe contar con campanas extractoras, con manipuladores que pueden ser desde simples pinzas hasta controles remotos, dependiendo de la actividad y del material que se maneja. La utilización de guantes, batas, tapabocas, o mascarillas casi siempre es obligada. Siendo la nariz y la boca las principales vías de acceso de material extraño, se debe prohibir terminantemente comer, beber y fumar. No se deben llevar a cabo operaciones con la boca, como el uso de pipetas. Debe evitarse también el uso de objetos punzocortantes o material de vidrio roto que pueda penetrar guantes de piel. Al retirarse del lugar de trabajo, el personal debe lavarse bien las manos, dejar la bata de trabajo en el lugar designado, y someterse a un monitoreo de radiación, para evitar la posible dispersión del material radiactivo.

En el manejo de fuentes abiertas por lo general hay residuos, así como algodones, papel filtro absorbente, etc., que forzosamente quedan contaminados. Estos se conocen como desechos radiactivos, los cuales deben ser manejados y almacenados como cualquier otra sustancia radiactiva. Existen lugares llamados cementerios de material radiactivo, controlados oficialmente, en donde se concentran todos estos desechos, los cuales están sujetos a un tratamiento o almacenamiento apropiados.

VI.7. DEPENDENCIAS OFICIALES RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA

La Comisión Internacional de Protección Radiológica, conocida por sus siglas CIPR, es la organización internacional que se ha encargado de emitir las recomendaciones para una buena práctica en la posesión, uso, transporte, almacenamiento, etc., del material radiactivo.

A nivel nacional cada país cuenta con sus propios organismos que reglamentan estas actividades, generalmente basadas en las recomendaciones de la CIPR. En México estas funciones recaen en la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (SEMIP), la Secretaría de Salud, la Secretaría del Trabajo y Previsión Social, y la Secretaría de Desarrollo Urbano y Ecología.

[Beginning of Document]

Indice

[Previous]

[Parent]

[Next]

LAS RADICACIONES II. EL MANEJO DE LAS RADICACIONES NUCLEARES

- [COMITÉ DE SELECCIÓN](#)
 - [EDICIONES](#)
 - [INTRODUCCIÓN](#)
 - [I. LA ESTRUCTURA ATÓMICA DE LA MATERIA](#)
 - [II. FUENTES DE RADIACIÓN](#)
 - [III. INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN CON LA MATERIA](#)
 - [IV. UNIDADES QUE SE USAN EN LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA](#)
 - [V. DETECCIÓN Y MEDIDA DE LA RADIACIÓN](#)
 - [VI. SEGURIDAD RADIOLÓGICA](#)
 - [VII. EFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIACIONES](#)
 - [VIII. CONCLUSIÓN](#)
 - [APÉNDICE I](#)
 - [APÉNDICE II](#)
 - [APÉNDICE III](#)
 - [APÉNDICE IV](#)
 - [APÉNDICE V](#)
 - [BIBLIOGRAFÍA](#)
 - [CONTRAPORTADA](#)
-

[Inicio](#)

VII. EFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIACIONES

VII. 1. INTRODUCCIÓN

COMO muchos otros agentes físicos, químicos o biológicos, las radiaciones ionizantes son capaces de producir daños orgánicos. Esto es en virtud de que la radiación interacciona con los átomos de la materia viva, provocando en ellos principalmente el fenómeno de ionización. Luego esto da lugar a cambios importantes en células, tejidos, órganos, y en el individuo en su totalidad. El tipo y la magnitud del daño dependen del tipo de radiación, de su energía, de la dosis absorbida (energía depositada), de la zona afectada, y del tiempo de exposición.

Así como en cualquier otro tipo de lesión, este daño orgánico en ciertos casos puede recuperarse. Esto dependerá de la severidad del caso, de la parte afectada, y del poder de recuperación del individuo. En la posible recuperación, la edad y el estado general de salud del individuo serán factores importantes.

En casi cien años de usarse las radiaciones, ha sido posible observar la respuesta de diferentes organismos sometidos a tratamiento médico, o sujetos a accidentes con radiaciones. Con base en estas observaciones se tienen ahora caracterizados los efectos, lo cual da los elementos para prevenir futuros riesgos.

VII.2. DAÑO BIOLÓGICO POR RADIACIONES

Para los agentes farmacológicos en general es válida la regla de que, para obtener un efecto biológico dado, se requiere dar una determinada dosis mayor que la dosis umbral. La dosis umbral es aquella que marca el límite arriba del cual se presenta un efecto, y debajo del cual no hay efecto. Algunos de los efectos de la radiación caen en este caso, los no estocásticos. Otras sustancias no tienen una respuesta de este tipo, es decir no tienen umbral, por lo tanto no hay una dosis mínima para producir un efecto. Consecuentemente, cualquier dosis dada produce un efecto; para obtener un efecto cero se requiere una dosis cero. Los efectos estocásticos de la radiación se comportan de esta manera.

La rapidez con la cual se absorbe la radiación es importante en la determinación de los efectos. Una dosis dada producirá menos efecto si se suministra fraccionada, en un lapso mayor, que si se aplica en una sola exposición. Esto se debe al poder de restauración del organismo; sin embargo hay que tomar en cuenta que esta recuperación no es total y siempre queda un daño acumulativo.

El lapso entre el instante de radiación y la manifestación de los efectos se conoce como periodo latente. Con base en esto se pueden clasificar los daños biológicos como agudos (a corto plazo), que aparecen en unos minutos, días o semanas, y diferidos (largo plazo), que aparecen después de años, décadas y a veces en generaciones posteriores.

El daño biológico tendrá diferentes manifestaciones en función de la dosis. A bajas dosis (menos de 100 mSv o 10 rem) no se espera observar ninguna respuesta clínica. Al aumentar a dosis mayores, el organismo va presentando diferentes manifestaciones hasta llegar a la muerte. La dosis letal media, aquella a la cual 50% de los individuos irradiados mueren, es de 4 Sv (400 rem).

Ordinariamente, cuando se hace referencia a dosis equivalentes, se quiere indicar una dosis promedio al cuerpo total. Esto es importante ya que en ocasiones pueden aplicarse grandes dosis de radiación a áreas limitadas (como en radioterapia) con un daño local. Si estas mismas dosis se aplican a todo el cuerpo pueden ser letales. Por ejemplo, una persona podría recibir 10 Sv (1 000 rem) en un brazo y experimentar una lesión local, pero esa misma dosis a cuerpo entero le causaría inexorablemente la muerte.

VII.3. EFECTOS DE LA RADIACIÓN EN LAS CÉLULAS

Cuando la radiación ionizante incide sobre un organismo vivo, la interacción a nivel celular se puede llevar a cabo en las membranas, el citoplasma, y el núcleo.

Si la interacción sucede en alguna de las membranas se producen alteraciones de permeabilidad, lo que hace que puedan intercambiar fluidos en cantidades mayores que las normales. En ambos casos la célula no muere, pero sus funciones de multiplicación no se llevan a cabo. En el caso en que el daño es generalizado la célula puede morir.

En el caso en que la interacción sucede en el citoplasma, cuya principal sustancia es el agua, al ser ésta ionizada se forman radicales químicamente inestables. Algunos de estos radicales tenderán a unirse para formar moléculas de agua y moléculas de hidrógeno (H), las cuales no son nocivas para el citoplasma. Otros se combinan para formar peróxido de hidrógeno (H_2O_2), el cual sí produce alteraciones en el funcionamiento de las células. La situación más crítica se presenta cuando se forma el hidronio (HO), el cual produce envenenamiento.

Cuando la radiación ionizante llega hasta el núcleo de la célula, puede producir alteraciones de los genes e inclusive rompimiento de los cromosomas, provocando que cuando la célula se divida lo haga con características diferentes a la célula original. Esto se conoce como daño genético de la radiación ionizante, que si se lleva a cabo en una célula germinal (espermatozoide u óvulo) podrá manifestarse en individuos de futuras generaciones.

Por lo expuesto, vemos que la radiación ionizante puede producir en las células: aumento o disminución de volumen, muerte, un estado latente, y mutaciones genéticas.

Vale la pena mencionar que estas propiedades destructivas de la radiación se pueden transformar en un beneficio. La radioterapia busca eliminar tejidos malignos en el cuerpo aplicándoles altas dosis de radiación. Sin embargo, por la naturaleza de la radiación, es inevitable afectar otros órganos sanos cercanos. En un buen tratamiento de radioterapia se proporciona la dosis letal al tumor, tratando de que sea mínima la exposición de otras partes del cuerpo.

VII.4. CLASIFICACIÓN DE LOS EFECTOS BIOLÓGICOS

Se han venido mencionando ya algunas maneras de clasificar los efectos biológicos producidos por las radiaciones. Por su importancia conviene reiterar y resaltar los criterios en que se fundamentan las diferentes clasificaciones.

Recientemente la CIPR ha introducido un nuevo concepto en la clasificación de los efectos, basado en la probabilidad de ocurrencia: los efectos estocásticos y los no estocásticos.

Los efectos estocásticos son aquéllos cuya probabilidad de ocurrencia se incrementa con la dosis recibida, así como con el tiempo de exposición. No tienen una dosis umbral para manifestarse. Pueden ocurrir o no ocurrir; no hay un estado intermedio. La inducción de un cáncer en particular es un efecto estocástico. Su probabilidad de ocurrir depende de la dosis recibida; sin embargo, no se puede asegurar que el cáncer se presente, menos aún determinar una dosis. La protección radiológica trata de limitar en lo posible los efectos estocásticos, manteniendo las dosis lo más bajas posible.

En los efectos no estocásticos la severidad aumenta con la dosis, y se produce a partir de una dosis umbral. Para dosis pequeñas no habrá efectos clínicamente detectables. Al incrementar la dosis se llega a niveles en que empiezan a evidenciarse, hasta llegar a situaciones de gravedad. Para estos casos la protección consiste en prevenir los efectos, no excediendo los umbrales definidos en cada caso. Las quemaduras caen en esta categoría.

El daño biológico por radiación puede manifestarse directamente en el individuo que recibe la radiación o en su progenie. En el caso en que el daño se manifieste en el individuo irradiado se trata de un daño somático, es decir, el daño se ha circunscrito a sus células somáticas. Por otro

lado, el daño a las células germinales resultará en daño a la descendencia del individuo. Se pueden clasificar los efectos biológicos en el hombre como somáticos y hereditarios. El daño a los genes de una célula somática puede producir daño a la célula hija, pero sería un efecto somático no hereditario. El término "daño genético" se refiere a efectos causados por mutación en un cromosoma o un gen; esto lleva a un efecto hereditario solamente cuando el daño afecta a una línea germinal.

Síndrome de irradiación aguda es el conjunto de síntomas por la exposición de cuerpo total o una gran porción de él a la radiación. Consiste en náusea, vómito, anorexia (inapetencia), pérdida de peso, fiebre y hemorragia intestinal. Según su periodo de latencia, los efectos se han clasificado en agudos (a corto plazo) y diferidos (a largo plazo).

Los efectos agudos pueden ser generales o locales. Los generales presentan la sintomatología que se resume en el cuadro 8. Los locales pueden ser eritema o necrosis de la piel, caída del cabello, necrosis de tejidos internos, la esterilidad temporal o permanente, la reproducción anormal de tejidos como el epitelio del tracto gastrointestinal, el funcionamiento anormal de los órganos hematopoyéticos (médula ósea roja y bazo), o alteraciones funcionales del sistema nervioso y de otros sistemas.

CUADRO 8. Efectos biológicos de las radiaciones.

<i>Dosis agudas</i>		<i>Efecto probable</i>
0 - 25	rems (0 - .25 Sv)	Ninguna lesión evidente.
25 - 50	rems (.25 - .5 Sv)	Posibles alteraciones en la sangre, pero ninguna lesión grave.
50 - 100	rems (.5 - 1 Sv)	Alteraciones de las células sanguíneas. Alguna lesión. Ninguna incapacitación.
100 - 200	rems (1 - 2 Sv)	Lesión. Posible incapacitación.
200 - 400	rems (2 - 4 Sv)	Certeza de lesión e incapacitación. Probabilidad de defunción.
400	rems (4-Sv)	Cincuenta por ciento de mortalidad.
600 o más	rems (6 Sv)	Probablemente mortal.

Resumen de los efectos probables de la irradiación total del organismo

<i>Dosis ligera</i>	<i>Dosis moderada</i>		<i>Dosis semimortal</i>	<i>Dosis mortal</i>
0 - 25 rems	50 rems	100 rems	200 rems	400 rems
				600 rems

Ningún efecto clínico detectable.	Ligeros cambios pasajeros en la sangre.	Náuseas y fatiga con posibles vómitos por encima de 125 roentgens.	Náuseas y vómitos en las primeras 24 horas.	Náuseas y vómitos al cabo de 1-2 horas.	Náuseas y vómitos al cabo de 1-2 horas.
Probablemente ningún efecto diferido.	Ningún otro efecto clínicamente detectable.	Alteraciones sanguíneas marcadas con restablecimiento diferido.	A continuación un periodo latente de una semana, caída del cabello, pérdida del apetito, debilidad general y otros síntomas como irritación de garganta y diarrea.	Tras un periodo latente de una semana, caída del cabello, pérdida del apetito y debilidad general con la fiebre.	Corto periodo latente a partir de la náusea inicial.
	Posibles efectos diferidos, pero muy improbables efectos graves en un individuo medio.	Probable acortamiento de la vida.	Possible fallecimiento al cabo de 2-6 semanas de una pequeña fracción de los individuos irradiados.	Inflamación grave de boca y garganta en la tercera semana.	Diarrea, vómitos, inflamación de boca y garganta hacia el final de la primera semana.
			Restablecimiento probable de no existir complicaciones a causa de poca salud anterior o infecciones.	Síntomas tales como palidez, diarrea, epítaxis y rápida extenuación hacia la 4a. semana.	Fiebre, rápida extenuación y fallecimiento incluso en la 2a. semana.
				Algunas efunciones a las 2-6 semanas. Mortalidad probable de 50%.	Finalmente, fallecimiento probable de todos los individuos irradiados.

Los diferidos pueden ser la consecuencia de una sola exposición intensa o de una exposición por largo tiempo. Entre éstos han de considerarse: las cicatrices atróficas locales o procesos distróficos de órganos y tejidos fuertemente irradiados, las cataratas del cristalino, el cáncer de los huesos debido a la irradiación del tejido óseo, el cáncer pulmonar, las anemias plásticas ocasionadas por radiolesiones de la médula ósea, y la leucemia.



VIII.CONCLUSIÓN

Los usos de la radiación ionizante son cada vez más frecuentes. Por esto, aparte de que estamos expuestos siempre a una cierta dosis natural, tiende a incrementarse la posibilidad de recibir radiación proveniente de fuentes artificiales. Podría ser por los múltiples generadores de radiación para usos médicos que existen, por la aplicación de radioisótopos en diversos procesos industriales, o por accidentes que suceden por la ignorancia y el uso inadecuado de fuentes y generadores de radiación. Cuando se usa radiación, el riesgo de una dosis excesiva se puede reducir al mínimo con métodos de trabajo apropiados y buenos hábitos. En este libro se ha tratado de dar la información básica para poder decidir cómo minimizar el riesgo hasta niveles aceptables.

En el manejo inadecuado de la radiación ionizante se han presentado accidentes de consecuencias serias y espectaculares. Además, es del conocimiento público que las radiaciones pueden tener efectos a largo plazo, lo que ha llevado frecuentemente a temores irracionales y al rechazo de su empleo. Por otra parte, como las radiaciones no se ven ni se sienten, se han dado casos en que el usuario cae en actitudes de falsa confianza. Ambos extremos son igualmente nocivos.

La radiación, sus características y sus efectos principales en los humanos son bien conocidos. Por lo tanto debe ser posible convivir con ella con la máxima seguridad. Se pueden establecer rutinas de manejo que tomen en cuenta las experiencias y conocimientos expresados aquí. Además existen normas a nivel nacional e internacional para regular su uso.

Educar, difundir e informar con veracidad a todos los usuarios, trabajadores y público en general es el medio más efectivo para reducir riesgos y evitar exposiciones innecesarias.



APÉNDICE I

CALCULOS DE MASA Y ENERGÍA

El siguiente argumento demuestra la validez del número de Avogadro. Si cada nucleón pesa 1.66×10^{-24} g, un átomo pesará $A \times 1.66 \times 10^{-24}$ g. Por lo tanto, en un gramo del material habrá $1/(A \times 1.66 \times 10^{-24})$ átomos, o sea $6.023 \times 10^{23}/A$ átomos. En A gramos habrá 6.023×10^{23} átomos, el número de Avogadro. El mismo argumento se extiende a un mol de una substancia.

El equivalente del electrón-volt en unidades convencionales de energía se obtiene de la siguiente manera. La carga del electrón es de 1.6×10^{-19} Coulombs. Si esta cantidad se multiplica por 1 volt, el resultado es 1.6×10^{-19} Coulomb-volts, o sea 1.6×10^{-19} joules. Por otro lado, como $1 \text{ joule} = 10^7 \text{ ergs}$, se obtiene que $1 \text{ eV} = 1.6 \times 10^{-12}$ ergs. 1 MeV equivale a 1.6×10^{-6} ergs.

El equivalente energético de una unidad atómica de masa se obtiene usando la fórmula de Einstein $E = mc^2$. Substituyendo los valores $m = 1.66 \times 10^{-24}$ g y $c = 3 \times 10^{10}$ cm/seg, se calcula 1.494×10^{-3} ergs. Puesto en unidades de MeV, 1 u.a.m. equivale aproximadamente a 931 MeV.



APÉNDICE II

LEY DE DECAIMIENTO RADIATIVO

Según se vio, la actividad A es proporcional al número de núcleos N presente en la muestra radiactiva en un instante dado, a través de la constante de decaimiento:

$$A = \lambda N.$$

Como actividad implica transmutación nuclear, al ir decauyendo la muestra con el tiempo, el número N va disminuyendo con una rapidez $-dN/dt$. El signo negativo indica disminución de N al avanzar el tiempo t . Por lo tanto,

$$A = -dN/dt = \lambda N$$

Si tomamos la segunda parte de esta ecuación, tenemos una ecuación diferencial que debe resolverse por separación de variables:

$$dN/N = \lambda dt$$

Integrando ambos miembros,

$$\ln N = \lambda \cdot t + K,$$

en donde K es la constante de integración y \ln indica el logaritmo natural. Ahora se toma la exponencial en ambos miembros, recordando que la función exponencial es la inversa del logaritmo natural, quedando

$$N = e^{-\lambda t + K} = e^{-\lambda t} \times e^K.$$

Para encontrar el valor de la constante de integración K , supóngase que al iniciar el proceso de decaimiento ($t = 0$) el valor de N es N_0 . Substituyendo estos valores en la ecuación, si $t = 0$, $N = N_0$,

$$N_0 = e^K$$

por lo tanto,

$$N = N_0 e^{-\lambda t}$$

que es la ley de decaimiento radiactivo. Indica la forma analítica en que el número de núcleos va disminuyendo con el tiempo.

La actividad correspondiente se obtiene con:

$$A = \lambda N = \lambda N_0 e^{-\lambda t}.$$

Si se define $A_0 = \lambda N_0$, la ecuación para A toma la misma forma exponencial que la de N , o sea, la actividad disminuye con el tiempo en la misma forma que el número de núcleos:

$$A = A_0 e^{-\lambda t}$$

La vida media t de un isótopo es el tiempo que tarda en disminuir su actividad a la mitad. Si en la ecuación de decaimiento se substituyen los valores cuando $t = t_{1/2}$, $A = A_0/2$, se obtiene que

$$A_0/2 = A_0 e^{-\lambda t_{1/2}}$$

Eliminando A_0 y tomando el inverso,

$$2 = e^{-\lambda t_{1/2}}$$

Ahora se toma el logaritmo natural en ambos miembros:

$$\ln 2 = 0.693 = \lambda t$$

De aquí se obtiene la relación entre la constante de decaimiento y la vida media de un isótopo:

$$t = 0.693/\lambda$$



APÉNDICE III

ATENUACIÓN DE RAYOS X Y GAMMA EN LA MATERIA

Refiriéndose a la figura 14, si al absorbedor se le agrega una capa delgada de espesor dx , entonces la intensidad medida en el detector se ve disminuida por una cantidad dI . Se observa, además, que esta disminución es proporcional al coeficiente lineal de atenuación μ , a la intensidad misma, y al espesor dx :

$$dI = -\mu I dx.$$

La solución de esta ecuación diferencial es semejante a la de la ley de decaimiento radiactivo (Apéndice II), obteniéndose la atenuación exponencial:

$$I = I_0 e^{-\mu x}.$$

Nótese que, si no hay absorbedor, $x = 0$, y substituyendo en la ecuación queda $I = I_0$.

La capa hemirreductora x se obtiene de la misma manera que se obtiene la vida media en la ley de decaimiento. Cuando $x = x_{1/2}$, $I = I / 2$:

$$I_0/2 = I_0 \cdot e^{-\mu x_{1/2}}$$

Eliminando I_0 tomando logaritmos y despejando, resulta:

$$x_{1/2} = 0.693/\mu$$

La capa decimorreductora $x_{1/10}$ corresponde al caso $I_0 = I/10$. Siguiendo el mismo procedimiento se encuentra:

$$x_{1/10} = 2.303/\mu$$

en donde 2.303 es el logaritmo natural de 10.

Como la atenuación se puede deber a una combinación de los tres efectos (fotoeléctrico, Compton y producción de pares), el coeficiente lineal de atenuación puede representarse como una suma de tres coeficientes lineales, cada uno correspondiente a uno de los tres efectos:

$$\mu = \mu_{ef} + \mu_{eC} + \mu_{pp}$$

Al incorporarse a la ecuación de atenuación, ésta queda:

$$I = I_0 - (\mu_{ef} + \mu_{eC} + \mu_{pp})^x = I_0 e^{-\mu_{ef}x} e^{-\mu_{eC}x} e^{-\mu_{pp}x}$$

En ciertos casos puede haber atenuación debida a diversos materiales, por ejemplo aire y plomo. En estos casos se numeran los materiales y se emplea la fórmula:

$$I = I_0 e^{-\mu_1 x_1} e^{-\mu_2 x_2}$$

siendo μ_1 y μ_2 los coeficientes lineales de atenuación de los materiales 1 y 2 respectivamente, y siendo x_1 y x_2 los espesores de los dos materiales.

Início



APÉNDICE IV

OBTENCIÓN DE LA LEY DEL INVERSO DEL CUADRADO DE LA DISTANCIA

Con referencia a la figura 23, dada una superficie de área S a una distancia r de la fuente, la fracción del total de radiaciones que atraviesa S será $S/4\pi r^2$, o sea su área entre el área de una esfera de radio r . Por lo tanto, el flujo de radiación que pasa por la superficie es:

$$\phi = A/4\pi r^2$$

o sea, es inversamente proporcional al cuadrado de la distancia a la fuente. Por ejemplo, si $S = 1 \text{ cm}^2$ y está colocada a 1 m de la fuente, la fracción de A que pasa por S será 0.00000796. Nótese que:

$$4\pi r^2 = A$$

la actividad de la fuente.

Si se tiene una superficie S_1 recibiendo un flujo ϕ_1 a una distancia r_1 y otra S_2 recibiendo ϕ_2 a r_2 , como se muestra en la figura 24, entonces:

$$\phi_1 r_1^2 = \phi_2 r_2^2$$

Como la dosis absorbida es proporcional al flujo recibido en cada posición, $D_1 r_1^2 = D_2 r_2^2$.

o bien:

$$\frac{D_1}{D_2} = \frac{r_2^2}{r_1^2},$$

la relación de las dosis es inversa a la relación del cuadrado de las distancias.



APÉNDICE V

CÁLCULO DE LA CONSTANTE Γ DEL ^{137}Cs

Se va a calcular la dosis que recibe una persona a una cierta distancia de una fuente puntual de rayos gamma de actividad conocida. Supóngase que se trata de una fuente de ^{137}Cs ($E = 0.662 \text{ MeV}$) de 1 Ci, y que la persona se encuentra a 1 m de distancia. Inicialmente no tomaremos en cuenta reflejos. A través de cada cm^2 de la persona pasará un flujo de:

$$\phi = \frac{3.7 \times 10^{10}}{4\pi \times (100)^2} \frac{1}{\text{cm}^2 \text{ seg}} = 2.94 \times 10^5 \frac{1}{\text{cm}^2 \text{ seg}} .$$

Como cada rayo gamma lleva $0.662 \text{ MeV} = 1.059 \times 10^{-6} \text{ ergs}$, el flujo de energía es:

$$\phi_E = 2.94 \times 10^5 \frac{1}{\text{cm}^2 \text{ seg}} \times 1.059 \times 10^{-6} \text{ ergs} = 0.312 \frac{\text{ergs}}{\text{cm}^2 \text{ seg}} .$$

Ahora bien, para saber cuánta de esta energía es absorbida por el tejido de la persona, se debe multiplicar por el coeficiente másico de absorción, que en este caso es de $0.032 \text{ cm}^2/\text{g}$. El resultado es precisamente la razón de dosis absorbida:

$$\frac{D}{t} = 0.312 \frac{\text{ergs}}{\text{cm}^2 \text{ seg}} \times 0.032 \frac{\text{cm}^2}{\text{g}} = 0.00998 \frac{\text{ergs}}{\text{cm}^2 \text{ seg}} .$$

Como $1 \text{ rad} = 100 \text{ ergs/g}$, se puede expresar como $0.0000998 \text{ rad/ seg}$.

Si se desea en unidades de rad/ hr , se multiplica por 3600 seg/h .

$$\frac{D}{t} = 0.00998 \frac{\text{rad}}{\text{seg}} \times 3600 \frac{\text{seg}}{\text{hr}} = 0.36 \frac{\text{rad}}{\text{hr}} .$$

Por lo tanto, la razón de dosis absorbida por una persona a un metro de una fuente de ^{137}Cs de 1 Curie, es 0.36 rad/ hr. Como se trata de rayos gamma, el factor de calidad $Q = 1$, así que la razón de dosis equivalente absorbida es 0.36 rem/ hr.



BIBLIOGRAFÍA

Rickards, C., J., *La radiación: reto y realidades*, FCE, 1986.

Connolly, T. J., *Fundamentos de ingeniería nuclear*, Limusa, 1983.

"Reglamento General de Seguridad Radiológica", *Diario Oficial de la Federación*, 22 de noviembre de 1988.



CONTRAPORTADA

A medida que aumenta la conciencia del público sobre el medio ambiente, se ha generado una mayor preocupación por las radiaciones nucleares y sus efectos en el ser humano. Es común que, por falta de información, se caiga en actitudes exageradas, tanto de confianza como de desconfianza, acerca de las radiaciones. Por otro lado, los usos de las radiaciones van en aumento, pues ofrecen ciertas ventajas imposibles de lograr por otros medios. Si se va a emplear una técnica que presente riesgos, es necesario conocer éstos, cuantificarlos y evaluarlos, para reducirlos a valores aceptables. Esto es aplicable tanto al que trabaja con radiaciones como al público en general.

En este libro los autores se han propuesto dar a conocer, en términos sencillos, los temas más importantes con respecto a las radiaciones nucleares y su uso seguro. Inician su exposición describiendo físicamente las radiaciones y su procedencia; en seguida explican sus efectos sobre la materia, en particular los tejidos celulares. Después señalan cómo pueden medirse y cuantificarse. Las medidas concretas que se deben tomar para protegerse de las radiaciones forman la parte medular del libro. Finalmente, los autores hacen una síntesis de los daños que puede experimentar el cuerpo humano de acuerdo con la dosis de radiación recibida. De esto el lector podrá evaluar los riesgos y las ventajas de usar radiaciones.

Debe recordarse, agregan Rickards y Camaras, que la raza humana siempre ha estado expuesta a la radiación ionizante de origen cósmico y otras fuentes naturales de radiación. En nuestro tiempo se agregan a ellas las radiaciones producidas artificialmente, como las explosiones atómicas experimentales, los radioisótopos, los aparatos de rayos X y los aceleradores y reactores nucleares. Por lo anterior, el campo de la seguridad radiológica trata de proteger al ser humano contra los riesgos excesivos, mas sin impedir su utilización benéfica.

El doctor Jorge Rickards Campbell, autor de *Las radiaciones: reto y realidades*, número 8 de La Ciencia desde México, se doctoró en la Facultad de Ciencias de la UNAM, donde trabaja en el Instituto de Física dedicado actualmente al estudio de la aplicación de técnicas nucleares y a la docencia. Ricardo Camaras Ross es licenciado en ciencias de la Facultad de Ciencias de la UNAM y cuenta con una experiencia de más de treinta años en el área de las radiaciones y la seguridad radiológica en Uranio Mexicano, la Secretaria de Salud y el ININ. Actualmente es director general de Capacitación Avanzada, S.C., empresa que imparte cursos sobre seguridad radiológica.



COLOFÓN

Este libro se terminó de imprimir y encuadernar en el mes de enero de 1999 en los talleres Impresora y Encuadernadora Progreso, S. A. de C.V.(IEPSA) Calz. de San Lorenzo, 244; 09830 México, D.F.

Se
tiraron
1
000
ejemplares.

La Ciencia para todos es una colección coordinada editorialmente

por MARCO ANTONIO PULIDO y MARÍA DEL CARMEN FARÍAS

Inicio |

