



# UNIVERSIDAD AUTÓNOMA DEL ESTADO DE HIDALGO

---

INSTITUTO DE CIENCIAS BÁSICAS E INGENIERÍA

ÁREA ACADÉMICA DE QUÍMICA

“INTRODUCCIÓN A LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA”

## MONOGRAFÍA

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE  
LICENCIADO EN QUÍMICA

P R E S E N T A

JOSÉ LUIS PEDRAZA RODRÍGUEZ

BAJO LA DIRECCIÓN DE:

M. en C. IGNACIO URQUIJO ISLAS

CD. UNIVERSITARIA, MINERAL DE LA REFORMA, DICIEMBRE DEL 2007  
MEXICO

---

---

## RESUMEN

En este documento se aportan los conocimientos básicos para lograr la comprensión en grado introductorio de los aspectos relevantes de Seguridad Radiológica. Se realiza un recordatorio de la forma en que se simbolizan los elementos de la tabla periódica y la nomenclatura de los mismos. Se hace una recapitulación de los conceptos básicos de la estructura atómica, mencionando desde los componentes que conforman al átomo que son electrón, protón y neutrón, los conceptos de energía de amarre y su relación con el defecto de masa. Se ejemplifica y explica el fenómeno de ionización como producto de excitación de la nube electrónica por factores externo al átomo. Continuando con los aspectos de estabilidad nuclear, en donde se presentan los fenómenos de desintegración nuclear tanto en las emisiones de partículas  $\alpha, \beta, \eta$  y rayos  $\gamma$ , se establecen las bases para entender el fenómeno de decaimiento radiactivo descrito a partir de su representación matemática. También se explica el concepto de vida media como el proceso en el cual la actividad de un isótopo radiactivo decae a la mitad de la original. Se estudian los efectos de interacción de la radiación con la materia, el efecto fotoeléctrico, el efecto Compton y se indica la forma en que es posible atenuar los efectos por medio de la utilización de blindajes, estos moderan la intensidad incidente, desde un mínimo o la cantidad representativa llamada capa hemirreductora, que reduce a la mitad la intensidad de la radiación al atravesar dicho espesor.

El ser humano no posee la capacidad de detectar la radiación, por lo que se ayuda de herramientas sencillas como películas fotográficas y complejas como detectores electrónicos. Sin embargo el solo detectar no es suficiente y se ha recurrido a crear valores que indiquen la relación dosis efecto y sus consecuencias. En los capítulos 2 y 3 las interrogantes de la detección y definición de conceptos de las unidades radiológicas se exponen en forma sencilla.

Continuando con el capítulo 4, en este se exponen los principios básicos de la seguridad radiológica en los que se basa el sistema de limitación de dosis, se particulariza sobre la exposición a la radiación a la que está expuesta el ser humano de manera natural y artificial. Se explica la forma en la cual los seres humanos podemos contaminarnos de forma interna y externamente así como las formas de evitar esta situación. En este capítulo se definen los conceptos de contaminación y eliminación de la contaminación.


El Capítulo 5 se refiere a los efectos dañinos causados por la radiación, a seres humanos, se abordan los daños que suceden como el producto de la relación dosis efecto. Existe una relación lineal entre la dosis recibida y el efecto causado, es decir a mayor dosis los daños producidos por la radiación son mayores y a menores dosis el daño es menor, Los daños causados a las personas son de diferente índole y van desde el daño celular, daño en los tejidos u órganos del cuerpo humano. Se aborda el daño que se produce a nivel somático y genético. Se

clasifican los efectos biológicos causados por las radiaciones mostrando en las tablas un concentrado de la radiosensibilidad de los tejidos, los efectos biológicos de las radiaciones y sus efectos posibles a dosis en incremento y el daño por radiación a cuerpo total.

En el Capítulo 6 se presenta el uso de los dosímetros de lectura directa o personales, los dosímetros termoluminiscentes, dosímetros de película, dosímetros de neutrones y los criterios para la elección del más conveniente. Los dosímetros son auxiliares en el manejo del sistema de dosimetría personal puesto que en ellos además de detectar, logramos un registro temporal de la dosis recibida por el POE, este registro es evaluado mensualmente y es requerido por la CNSNS como evidencia de la correcta actividad con el material radiactivo.



- A NUESTRO SEÑOR DIOS CON INFINITA GRATITUD, POR HABERME PERMITIDO LOGRAR ESTE OBJETIVO DE VIDA.
- A MIS PADRES LUÍS Y JOSEFA (QPD), A MIS HERMANOS, ADOLFO, MARÍA Y JORGE, DE QUIENES RECIBÍ SIEMPRE APOYO.
- A MI ESPOSA MARIA ELVA POR SU AMOR, COMPRENSION Y APOYO.
- A MIS AMADAS HIJAS ELBA MARIANA, ANGÉLICA Y ELIZABETH.

- 
- A EL ING. LUÍS SANCHEZ CHEIRAL (QPD).
  - A TODOS MIS MAESTROS POR SU INESTIMABLE ENSEÑAZA Y GUÍA.
  - ESPECIALMENTE PARA MIS MAESTROS DRA. CLARA ZUÑIGA PEREZ, DR. FRANCISCO PATIÑO CARDONA.
  - A LOS MIEMBRO DEL JURADO Y AMIGOS M. en C. JULIO RODRÍGUEZ BAÑOS, M. en C. JAIME GARNICA GONZÁLEZ, M. en C. ARACELI SIERRA ZENTENO Y M. en A. EDUARDO ARRIOLA MENENSES.
  - A MI DIRECTOR DEL TRABAJO M. en C. IGNACIO URQUIJO ÍSLAS.
  - A TODOS AQUELLOS QUE INTERVINIERON DE FORMA DIRECTA O INDIRECTA CON SU APOYO.



## ÍNDICE

Resumen	i
Dedicatoria	iii
Agradecimientos	iv
Índice	v
Índice de Tablas	viii
Índice de Figuras	ix
Justificación	x
Objetivo General	xi
<b>CAPÍTULO 1 FUNDAMENTOS DE LAS RADIACIONES</b>	<b>1</b>
1.1 Introducción	1
1.2 El átomo	1
1.3 Iones e ionización	2
1.4 Nomenclatura atómica	3
1.5 Isótopos	4
1.6 Fuerzas Nucleares y Defecto de masa	4
1.7 Radiactividad	5
1.8 Relación entre radiactividad y número de masa	8
1.9 Otros tipos de decaimiento radiactivo	9
1.9.1 Captura electrónica	9
1.9.2 Transición isomérica	10
1.10 Decaimiento Radiactivo y velocidad de desintegración	10
1.11 La vida media de los radioisótopos	13
1.12 Esquemas de decaimiento	16
1.13 Interacción de la radiación con la materia	19
1.13.1 Absorción alfa	20
1.13.2 Absorción beta	22
1.13.3 Interacción de la radiación electromagnética con la materia	23
1.13.3.1 Efecto Fotoeléctrico	23
1.13.3.2 Efecto Compton	24
1.13.3.3 Producción de pares	24
1.13.3.4 Absorción de RX y $\gamma$	26
1.14 Reacciones con neutrones	27

<b>CAPÍTULO 2 UNIDADES USADAS EN SEGURIDAD RADIOLÓGICA</b>	<b>30</b>
2.1 Introducción	30
2.2 Exposición	31
2.3 Dosis absorbida	32
2.4 Equivalente de dosis	33
2.5 Submúltiplos	35
2.6 Tasa de dosis	36
<b>CAPÍTULO 3 DETECCIÓN Y MEDIDA DE LA RADIACIÓN</b>	<b>38</b>
3.1 Introducción	38
3.2 Detectores de ionización de gas	38
3.3 Circuitos asociados a los detectores	41
3.4 Tiempo muerto de un detector	42
3.5 Detectores de centelleo	43
3.6 Dosímetros termoluminiscentes	44
3.7 Detectores de neutrones	45
<b>CAPÍTULO 4 SEGURIDAD RADIOLÓGICA</b>	<b>47</b>
4.1 Límites de dosis	47
4.2 Radiación natural y artificial	48
4.3 Riesgos por radiación externa	49
4.4 Protección contra la radiación externa	55
4.5 Riesgos por radiación interna	56
4.6 Medidas de protección contra la radiación interna	57
4.7 Pruebas de fuga	58
4.8 Contaminación	59
4.9 Eliminación de la contaminación	60
<b>CAPÍTULO 5 EFECTOS BIOLÓGICOS POR LAS RADIACIONES</b>	<b>62</b>
5.1 Introducción	62
5.2 Daño biológico por las radiaciones	62
5.3 Efectos de las radiaciones en las células	63
5.4 Radiosensibilidad	64
5.5 Clasificación de los efectos biológicos	66

<b>CAPÍTULO 6 DOSIMETRÍA PERSONAL</b>	70
6.1 Introducción	70
6.2 Dosímetros	70
6.2.1 Dosímetros de bolsillo o de cámara de ionización	71
6.2.2 Dosímetros de película	73
6.2.3 Dosímetro termoluminiscente	75
6.2.4 Dosímetro de neutrones	77
6.3 Criterios de selección de dosímetros	78
<b>CONCLUSIONES</b>	79
<b>GLOSARIO</b>	80
<b>BIBLIOGRAFÍA</b>	86





## ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 1.1 Tipos de emisión radiactiva	8
Tabla 2.1 Comparación de unidades radiológicas	31
Tabla 4.1 Valores de la constante $\Gamma$	52
Tabla 4.2 Coeficientes másicos de atenuación	53
Tabla 5.1 Radiosensibilidad de los tejidos a la irradiación aguda	67
Tabla 5.2 Efectos deterministas	68
Tabla 5.3 Resumen de los efectos probables de la irradiación total de organismo	69



## ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1.1	Representación gráfica del proceso de ionización	3
Figura 1.2	Grafica de estabilidad nuclear	8
Figura 1.3	Curva de decaimiento	13
Figura 1.4	Línea de decaimiento	13
Figura 1.5	Líneas de decaimiento típicas	15
Figura 1.6	Determinación de la vida media	15
Figura 1.7	Esquema de decaimiento radiactivo del P-32	16
Figura 1.8	Esquema de decaimiento radiactivo del Cs-137	17
Figura 1.9	Esquema de decaimiento radiactivo del Co-60	17
Figura 1.10	Efecto Fotoeléctrico	25
Figura 1.11	Efecto Compton	25
Figura 1.12	Esquema de producción de pares	25
Figura 1.13	Función de un colimador impactado por un haz de radiación	26
Figura 3.1	Ionización en un tubo tipo Geiger	39
Figura 3.2	Regiones para un detector típico	40
Figura 3.3	Diagrama de tiempo muerto	42
Figura 4.1	Flujo de radiación en el área S	50
Figura 6.1	Esquema de un dosímetro personal	71



## **JUSTIFICACION**

En la operación de diversas empresas que utilizan fuentes y generadores de radiaciones ionizantes, es necesario contar con las herramientas teóricas que permitan llevar a la práctica las medidas de Seguridad Radiológica en una etapa inicial. Dentro del ramo de estas empresas tenemos a las empresas de Radiografía Industrial, Laboratorios de Radioterapia, Laboratorios de Investigación e Instituciones de Enseñanza. En el desempeño de esta actividad se han reportado incidentes y accidentes, que han afectado a seres humanos de diversas formas desde irradiaciones en las cuales se exceden los límites anuales permitidos o bien severos en los que se han realizado amputaciones de miembros del cuerpo e incluso muerte.

El presente trabajo es un documento introductorio, que aborda los conocimientos necesarios para la implementación de algunas medidas de Seguridad Radiológica. Este muestra el conocimiento en forma breve pero con los temas relevantes que permitirán a quien lo consulte comprender los alcances de la Seguridad Radiológica, mostrando el grado de riesgo al que se enfrenta el ser humano si se trabaja con radiaciones ionizantes sin ninguna medida de seguridad.

Conforme se avanza en la lectura queda clara la importancia del conocer los temas de detección de la radiación, las maneras de medir la dosis y los riesgos biológicos implicados. Se apoya con una recapitulación que induce a recordar o a aprender las características fundamentales del átomo así como las repercusiones de su inestabilidad.



## **OBJETIVOS**

- Establecer los criterios de seguridad radiológica para minimizar la ocurrencia de los efectos estocásticos y deterministas consecuencia del uso isótopos radiactivos y generadores de radiaciones ionizantes
- Introducir en el conocimiento de la Seguridad Radiológica y en consecuencia en el uso de medidas de seguridad radiológica que minimicen las dosis por irradiación a dosis tan bajas que razonablemente puedan lograrse y limitar los riesgos de accidentes radiológicos.

# CAPÍTULO 1 FUNDAMENTOS DE LAS RADIACIONES

## 1.1 INTRODUCCIÓN

La materia en la naturaleza se presenta de diferentes formas de acuerdo a sus propiedades químicas y físicas. Se le encuentra en sus 3 estados de agregación sólido, líquido y gaseoso, formando un sinnúmero de sustancias, simples y complejas constituidas por la mas elemental, a la que denominados átomo. De átomos estamos y están formadas todas las sustancias que conocemos tales como el agua, el aire que respiramos, la ropa que vestimos y todo los que es susceptible a ser percibido por nuestros sentidos.

Los elementos químicos están identificados y organizados en la tabla periódica de elementos y tenemos clasificados alrededor de 120, de los cuales noventa existen en la naturaleza y poco menos de treinta han sido creados artificialmente. En la tabla periódica estos elementos se representan mediante símbolos químicos y ordenadas de acuerdo a sus masas crecientes. Así el ordenamiento periódico comienza con los elementos mas ligeros H, He, Li... y continua hasta los más pesados Pb, Th, Ac, U, y aun más pesados, estos han sido producidos artificialmente denominados transuránicos. Atendiendo a sus propiedades químicas lo elementos se agrupan en familias o grupos que comparten propiedades similares, las familias A en siete IA hasta VIIA de los alcalinos, alcalinotérreos, familia del boro aluminio, etc. En este ordenamiento periódico también tenemos a las familias o grupos B o metales de transición, a los elementos de las tierras raras ó lantánidos y los actínidos.[13]

## 1.2 EL ÁTOMO

Los átomos son de dimensiones del orden de  $10^{-8}$  cm y su núcleo  $10^{-12}$  cm. Son eléctricamente neutros, con un núcleo cargado positivamente y electrones orbitales de carga negativa. La masa del electrón es considerada despreciable para que tenga significado en el peso del átomo, la comparación en el peso del núcleo del átomo de Hidrógeno y de su electrón es de 1/1840. En el núcleo es donde se concentra la mayor cantidad de masa, debido a sus constituyentes el *protón* ( $p^+$ ) con carga positiva y el *neutrón* ( $n^0$ ) sin carga . La masa atómica de los elementos se expresa en gramos/mol, en la tabla periódica se representa por el número entero próximo a la masa y es conocido como número de masa o número másico expresado con la letra **A**.

Los protones, neutrones y electrones de un átomo son idénticos a los de cualquier otro átomo. Los átomos de un elemento difieren de los otros sólo por la cantidad de sus protones y electrones, esto nos define el lugar en el ordenamiento periódico de la tabla, el número de carga es igual al número atómico **Z**. Los átomos se combinan químicamente para formar moléculas, desde moléculas simples como el H<sub>2</sub> y otras complejas como el ADN.

### 1.3 IONIZACIÓN

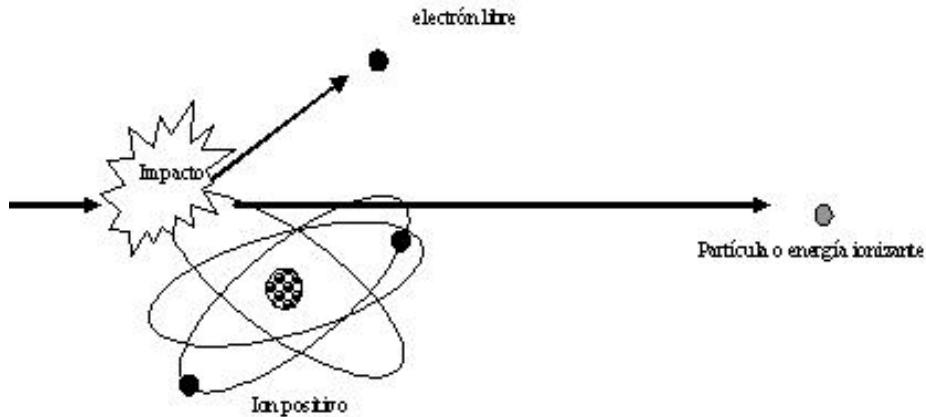
Los electrones se encuentran en la nube electrónica que rodea al átomo, pueden estos ser removidos con relativa facilidad como en la **Figura 1.1**. Para remover los electrones externos de átomos y moléculas se requieren energías del orden de decenas de electronvoltios. Para los electrones de las capas inferiores cercanas a los núcleos se necesitan energías del orden de kilo electronvoltios. Cuando un electrón es removido de un átomo o una molécula, la carga que este adquiere es positiva, debida a que las cargas positivas de los protones exceden a las cargas negativas de los electrones. Cuando el número de electrones es diferente al número de protones, el átomo tiene una carga eléctrica neta a la que se denomina *ión*.

La magnitud de carga eléctrica en el ión en términos de unidades electrostáticas, es igual al número de electrones eliminados o añadidos a un átomo o molécula neutra; la magnitud de carga eléctrica de un ión puede expresarse en términos de unidades electrostáticas. Un electronvoltio, es el cambio de energía cinética de un electrón al ser acelerado entre dos puntos con una diferencia de potencial de eléctrico de 1 volt su equivalencia en los sistemas cgs y mks esta dado por:

$$1ev = 1.6 \times 10^{-19} \text{ Joules} = 1.6 \times 10^{-12} \text{ ergios}$$

Su relación con la unidad de masa es de:

$$1uma = 931.48Mev$$



**Figura 1.1 Representación grafica del proceso de ionización**

## 1.4 NOMENCLATURA ATÓMICA

Actualmente se conocen alrededor de 1500 especies nucleares (núclidos o radionúclidos) con números de protones desde  $Z = 1$  hasta  $Z = 120$  y de neutrones desde  $N=0$  hasta  $N=260$ . De estos núcleos un poco más de trescientos existen en la naturaleza el resto han sido producidos artificialmente. De los núcleos existentes en la naturaleza 275 son estables el resto son radiactivos. A fin de identificar a cuál de ellos se hace referencia, se ha implantado la notación siguiente:

$$\begin{matrix} A & X \\ Z & N \end{matrix}$$

Donde X representa el símbolo químico, la Z se refiere al número de protones presentes en el núcleo atómico y N indica el número de neutrones. Z es el número atómico del elemento y es igual al número de cargas positivas. La A representa al número másico e indica la suma de los nucleones (protones y neutrones), este número es aproximadamente igual al peso atómico del elemento. El número de neutrones en el núcleo se representa por N y es igual al número másico menos el número atómico ( $A - Z$ ).

## 1.5 ISÓTOPOS

Cada elemento está caracterizado por su número atómico, sin embargo un elemento puede tener átomos que poseen diferentes masas.

El término *isótopo* se usa para designar átomos con el mismo número atómico pero diferentes masas atómicas. Como el número atómico es el mismo, los isótopos tienen el mismo número de protones en su núcleo, pero diferente número de neutrones. Un elemento puede tener uno o más isótopos.

Por ejemplo, existen tres isótopos naturales del Oxígeno:  $^{16}_8\text{O}$ ,  $^{17}_8\text{O}$ ,  $^{18}_8\text{O}$  el isótopo de número másico 16 es el más abundante. Otro ejemplo es el hidrógeno que tienen tres isótopos:  $^1_1\text{H}$ ,  $^2_1\text{H}$ ,  $^3_1\text{H}$ . El isótopo de número másico 1 se llama protio, el de 2 deuterio y el de 3 tritio.

## 1.6 FUERZAS NUCLEARES Y DEFECTO DE MASA

Existe una fuerza que mantiene unidos a los nucleones, se le conoce como fuerza nuclear, esta fuerza nuclear tiene características especiales, tales como:

- 1.- Son independientes de la carga; la fuerza es intensa por que actúa tanto para neutrones como para protones sin importar la carga del protón ni la neutralidad del neutrón
- 2.- Son extremadamente fuertes; es mas fuerte que la fuerza colombiana de repulsión que existe entre las cargas eléctricas positivas de los protones y la fuerza gravitacional
- 3.- Son de muy corto alcance; actúan a una distancia del orden de  $10^{-13}$  cm.
- 4.- Son saturables; un nucleón puede ejercer solamente la fuerza nuclear a un número limitado de nucleones circundantes

Aunque las fuerzas nucleares son más poderosas que las fuerzas electrostáticas, estas últimas son realmente importantes en la configuración y propiedades del núcleo. Por otro lado, los neutrones agregan fuerza nuclear sin incluir repulsión electrostática, producen aspectos tales como; no hay núcleos estables que contengan dos o más protones sin neutrones; el número de neutrones en el núcleo es relativamente mayor que el de los protones para estabilizar el núcleo; la estabilidad nuclear se favorece en aquellos núcleos que poseen números pares de protones y neutrones.[6]



Podría pensarse que la masa de un átomo debería de ser igual a la suma de las masas de las partículas elementales que lo componen; sin embargo, mediciones precisas de las masas atómicas muestran que la masa de un átomo es siempre menor que la suma de las masas de sus partículas constitutivas en estado libre. Esta diferencia se conoce como defecto de masa y es la cantidad de masa que debe convertirse en energía y liberarse, si un átomo se construyera partiendo de neutrones, protones y electrones libres. Como ésta es la energía requerida para romper un átomo en sus partículas constitutivas, se llama energía de amarre de ese átomo; la relación que existe entre la energía de amarre y el defecto de masa está dado por la ecuación  $E = mc^2$ .

Considerar la formación del deuterio como un ejemplo simple del significado de energía de amarre. El átomo está constituido por un protón y un neutrón en el núcleo, y un electrón orbital. La masa atómica del deuterio es 2.0141 uma (unidades de masa atómica) en tanto que la suma de las masas de sus constituyentes es:

Masa del protón =	1.007277
Masa del neutrón =	1.008665
Masa del electrón =	<u>0.000549</u>
SUMA	2.016491

Así, la masa del átomo del deuterio es menor que la masa de las partículas que lo componen en una cantidad de 0.0024 uma como 1 uma es equivalente a 931 MeV, la energía de amarre del átomo del deuterio es:

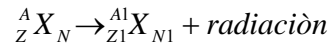
$$E = 0.0024 \times 931 \text{ MeV} = 2.23 \text{ MeV}$$

La energía de amarre del electrón es solamente de unos 14 electronvoltios y, en consecuencia despreciable respecto a los 2.23 MeV. Se observa que la energía de amarre total es esencialmente la de los dos nucleones, o sea de unos 1.11 MeV por cada nucleón.

## 1.7 RADIATIVIDAD

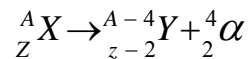
La radiactividad consiste en la emisión espontánea y aleatoria de radiaciones por parte de los núcleos de elementos radiactivos. La forma espontánea en que ocurren dichas emisiones es una manifestación de la inestabilidad o exceso de energía de los núcleos radiactivos. Este es un proceso espontáneo y aleatorio es también independiente del estado químico de los átomos o de su estado de

agregación. La desintegración radiactiva se manifiesta en 4 emisiones básicas partículas  $\alpha$ , partículas  $\beta$ , rayos  $\gamma$  y neutrones, en la **Tabla 1.1** se describen estos tipos de emisiones, la ecuación general se expresa de la siguiente manera:

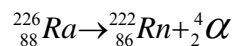


En donde A, Z y N representan el número atómico, número másico y número neutrónico respectivamente del núcleo X original, los símbolos de la derecha con subíndices  $A_1$ ,  $Z_1$ ,  $N_1$  representan el nuevo núcleo X que ha sufrido modificaciones en su estructura. A continuación se describen cada una de las radiaciones emitidas a través del fenómeno de la radiactividad

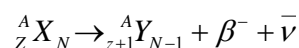
1. Partículas  $\alpha$ , constituidas por 2 neutrones y 2 protones. Pueden ser consideradas como núcleos de átomos de helio ionizado. Tienen una masa de 4 una y 2 cargas positivas. Si un núcleo emite una partícula  $\alpha$  pierde 2 unidades en carga y 4 unidades de masa. Este átomo se convierte en otro elemento, con un número atómico que ocupará un sitio 2 lugares a la izquierda de su colocación original en la tabla periódica de los elementos. La reacción general de este tipo de desintegración es:



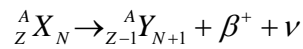
Reacción de desintegración  $\alpha$  para el Ra-226:



2. Las partículas  $\beta^-$  son partículas de masa similar a la del electrón y se emiten con carga negativa o positiva. La partícula  $\beta^-$  o *negatrón* es un electrón emitido por el núcleo más un antineutrino, que aumenta en una unidad la carga positiva del núcleo, al transformarse un neutrón en protón. Por tanto, el número atómico aumenta en una unidad, el átomo se convierte en el elemento situado un lugar a la derecha en la tabla periódica y su número de masa permanece igual. La partícula  $\beta^+$  o positrón, es emitida por el núcleo más un neutrino. El número atómico decrece una unidad y el elemento se sitúa un lugar a la izquierda en la tabla periódica. Las reacciones para este tipo de desintegración son:

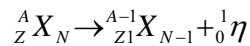


Ejemplo de desintegración  $\beta^-$   ${}_{29}^{64}\text{Cu}_{35} \rightarrow {}_{30}^{64}\text{Zn}_{34} + \beta^- + \bar{\nu}$

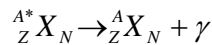


Ejemplo de desintegración  $\beta^+$   ${}_{58}^{132}\text{Ce}_{74} \rightarrow {}_{57}^{132}\text{La}_{75} + \beta^+ + \nu$

3. Los neutrones son partículas sin carga teniendo una masa de aproximadamente 1 una. Por tanto, los núcleos que pierden neutrones no cambian su número atómico pero su número de masa disminuye una unidad por cada neutrón emitido. La emisión de neutrones se produce durante los eventos de fisión nuclear de metales pesados o por reacciones nucleares características, como será visto posteriormente. Se representa por la reacción:



4. Después de un proceso de decaimiento el núcleo se encuentra en un estado excitado. Esto significa, que el decaimiento da como resultado la producción de un núcleo con exceso de energía que debe liberar. Aunque este núcleo pueda emitir otra partícula  $\alpha$  o  $\beta$ , el exceso de energía es liberado espontáneamente por medio de un pulso de radiación electromagnética, el rayo  $\gamma$  (gamma). Como la radiación  $\gamma$  carece de carga y masa en reposo, los núcleos que la emitan y los núcleos resultantes tienen los mismos números de carga, la misma masa y por lo tanto el mismo número de neutrones. La reacción para la desintegración  $\gamma$  es (el asterisco nos indica el estado de excitación del núcleo):



**Tabla 1.1 Tipos de emisión radiactiva**

Proceso	Radiación		Efecto en el núcleo		
	Tipo	Carga	Masa	Carga	Masa
Emisión $\alpha$	Partícula $\alpha$	+2	4	-2	-4
Emisión $\beta$	Negatrones $\beta^-$	-1	1/1840	+1	0
	Positrones $\beta^+$	+1	1/1840	-1	0
Emisión $\gamma$	Rayos $\gamma$	0	0	0	0
Captura electrónica	Rayos X	0	0	-1	0

## 1.8 RELACIÓN ENTRE RADIATIVIDAD Y NÚMERO DE MASA

La radiactividad que existe en la naturaleza es producida principalmente por elementos pesados. Si se traza una gráfica de N contra Z para los 274 núclidos estables encontrados en la naturaleza, se obtiene una curva que principia por tener una pendiente de 45 grados. De este modo, la relación N/Z empieza por ser igual o casi igual a 1 para los elementos ligeros, y llega a ser mayor que 1 para elementos pesados.

Los núclidos inestables o radiactivos se sitúan a ambos lados de esta curva, cuando su relación natural N/Z es rota, y se tiene un exceso de neutrones o protones. En el primer caso los núcleos emiten una partícula  $\alpha$  - que transforma un neutrón en protón, y por tanto el valor natural de la relación N / Z tiende a ser restablecido. Cuando hay exceso de protones, en términos generales, una partícula  $\beta^+$  es emitida o un electrón orbital capturado y un protón se transforma en neutrón, tendiéndose de nuevo al valor natural N / Z **Figura 1.2.**

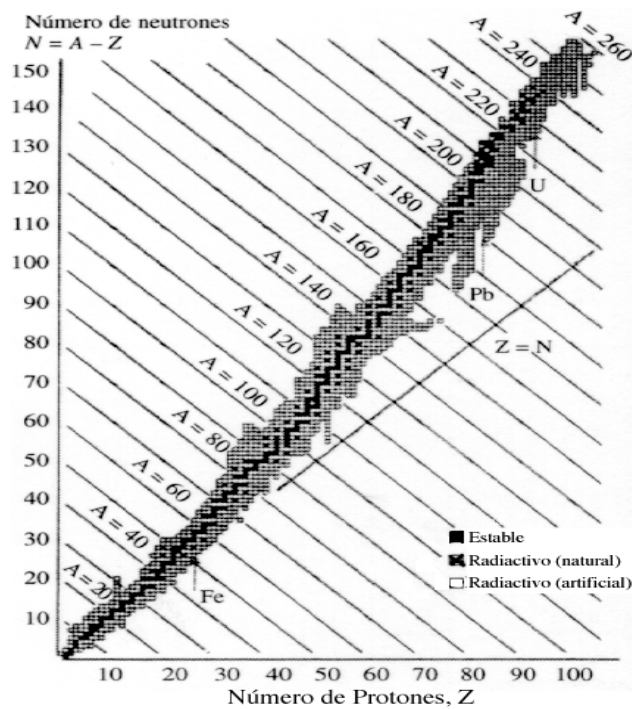
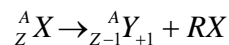


Figura 1.2 Grafica de estabilidad nuclear

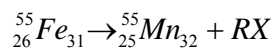
## 1.9 OTROS TIPOS DE DECAIMIENTO RADIATIVO

### 1.9.1 CAPTURA ELECTRÓNICA

Existen ciertos núcleos que son el producto del decaimiento radiactivo o de alguna reacción nuclear y puede suceder que un protón tome un electrón orbital, usualmente en la capa K, la más próxima al núcleo, para transformarse en neutrón disminuyendo una unidad el número atómico  $Z$ . Este proceso, llamado captura electrónica, va acompañado de la emisión de rayos X y se designa por las iniciales CE. La reacción se indica a continuación:



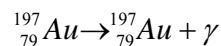
Ejemplo de CE:



Durante la captura electrónica, el orbital vacío es ocupado por un electrón de una órbita exterior, lo que da lugar a la emisión de un rayo X, siendo la única evidencia externa de que ésta transformación ha tenido lugar.

## 1.9.2 TRANSICIÓN ISOMÉRICA

Transición isomérica: el proceso por el cual un núclido emite un rayo  $\gamma$ , permaneciendo con iguales número atómico y de masa, pero en un nivel inferior de energía. Se designa con las iniciales TI. Por este proceso, el núclido tiende a la estabilidad valiéndose de un reacomodo de las partículas subnucleares, cambiando así su nivel de energía. Los núclidos que se encuentran en un estado de excitación y necesitan emitir energía en forma de radiación gamma para alcanzar su estabilidad, son llamados núclidos en estado metaestable, condición que se indica con la letra m al lado del número de masa. Por ejemplo:



Pero ha sido encontrado también, que un rayo  $\gamma$  puede interaccionar con un electrón orbital, comunicándole su energía y lanzándolo del átomo, con lo cual se emite un electrón en vez de una radiación electromagnética.

Este evento puede tener lugar entre un rayo  $\gamma$  y usualmente un electrón de las capas K o L. Este proceso es llamado conversión interna y los electrones lanzados de esta manera llevan la energía del rayo  $\gamma$ .

La notación para designarlos es usualmente el símbolo  $e^-$ , para distinguirlos de las partículas  $\beta^-$ . Los electrones por conversión difieren de las partículas  $\beta^-$  en que son monoenergéticos, al disponer de la energía correspondiente a la diferencia entre la energía del rayo incidente y la energía del amarre del electrón lanzado. Las partículas  $\beta^-$  no son monoenergéticas.

## 1.10 DECAIMIENTO RADIATIVO Y VELOCIDAD DE DESINTEGRACIÓN

Cada núcleo radiactivo de un radioisótopo particular tiene la misma posibilidad de desintegración en la unidad de tiempo. Esta probabilidad se mide por la constante de decaimiento  $\lambda$ , característica para cada especie radiactiva. Si a un

tiempo dado  $t_0$  existen  $N$  átomos radiactivos, y  $dN$  de estos átomos decaen en un tiempo  $dt$ , tenemos que:

$$dN = -\lambda N dt$$

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N \quad (1)$$

Siendo ésta la ecuación fundamental de decaimiento radiactivo. El signo negativo es necesario para indicar que  $N$  disminuye con el tiempo.  $dN / dt$  es el número de núcleos radiactivos que decaen en la unidad de tiempo emitiendo radiaciones, es decir la rapidez o velocidad de desintegración o decaimiento, llamada también actividad o radiactividad, en términos de medición de este fenómeno. La unidad de radiactividad es el Curie, que se define como cualquier cantidad de material radiactivo que sufre  $3.7 \times 10^{10}$  desintegraciones por segundo (dps) o  $2.22 \times 10^{12}$  desintegraciones por minuto (dpm), las cuales equivalen aproximadamente a la velocidad de decaimiento de 1 g de radio. Se abrevia por las iniciales Ci y sus fracciones más usadas son el mCi (milicurie) ( $1 \times 10^{-3}$  Ci) y el  $\mu$ Ci (microcurie) ( $1 \times 10^{-6}$  Ci). La actual unidad para medir la radiactividad es el Becquerel, que se abrevia Bq y se define como la cantidad de cualquier material radiactivo que sufre 1 desintegración por segundo. En consecuencia,  $1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$  y  $1 \text{ Bq} = 2.7 \times 10^{-11} \text{ Ci}$ .

Si tomamos ahora la ecuación del decaimiento radiactivo ecuación 1:

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N \quad (1)$$

$$\frac{dN}{N} = -\lambda dt$$

Integrando,  $\ln N = -\lambda t + k$

Cuando  $t = 0$ ,  $N = N_0$  y  $\ln N_0 = k$

Por lo tanto  $\ln N = -\lambda t + \ln N_0$

Siendo  $N$  y  $t$  variables,  $N_0$  y  $\lambda$  constantes, ésta es la ecuación de una línea recta cuya pendiente es  $-\lambda$  (constante de decaimiento, característica de cada núclido).

Aplicando propiedades de los logaritmos resulta:

$$\ln\left(\frac{N}{N_0}\right) = -\lambda t$$

Despejando se obtiene:  $\frac{N}{N_0} = e^{-\lambda t}$

Por lo tanto  $N = N_0 e^{-\lambda t}$  (2)

Expresión matemática de la ley del decaimiento radiactivo ecuación 2.

Definiendo la actividad como el número de núcleos decayendo por unidad de tiempo, tenemos:

$$A = -\frac{dN}{dt} = -\lambda N$$

$$A_0 = -\frac{dN_0}{dt} = -\lambda N_0$$

Por lo tanto  $\frac{A}{A_0} = \frac{N}{N_0} = e^{-\lambda t}$

Y así la expresión matemática de la ley del decaimiento radiactivo puede ser formulada ecuación 3:

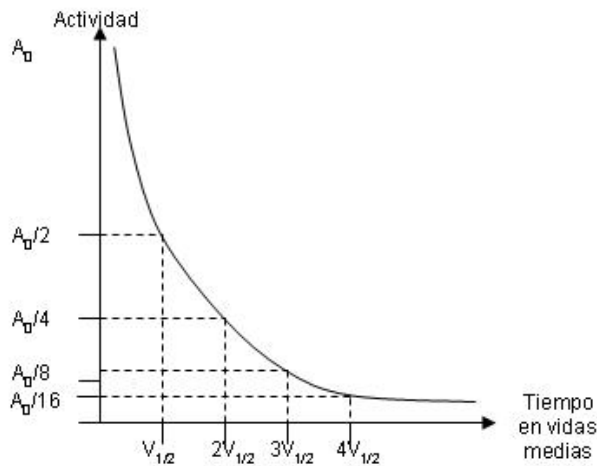
$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (3)$$

Trazando una gráfica de los valores de t contra aquellos de A, será obtenida la curva de decaimiento característica de cada núclido **Figura 1.3**. Como A es una función exponencial de t, tenemos:

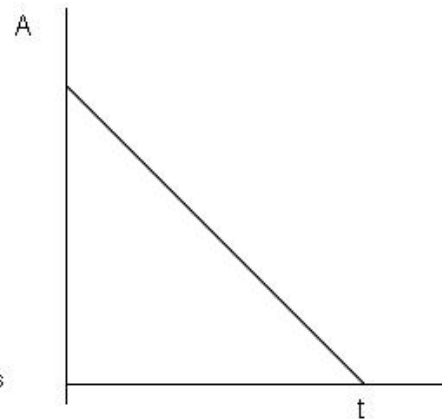
$$\ln A = -\lambda t + \ln A_0$$



De modo que si es trazada una gráfica de  $t$  contra  $A$  en papel semilogarítmico, será obtenida una línea recta característica del núclido con pendiente  $-\lambda$  **Figura 1.4**.



**Figura 1.3** Curva de decaimiento



**Figura 1.4** Línea de decaimiento  
(Trazo en papel semilogarítmico)

## 1.11 LA VIDA MEDIA DE LOS RADIOISÓTOPO

Cuando la actividad partiendo de un tiempo  $t_0$  disminuye a la mitad la  $A_0$  (actividad inicial) en un tiempo  $t_{1/2}$  expresamos que:

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

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

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

Por lo tanto: 
$$t_{1/2} = \frac{0.693}{\lambda}$$

Este valor del tiempo  $t_{1/2}$ , es llamado la vida media de un radioisótopo misma que se define como el tiempo en que la actividad inicial de un radionúclido es reducida a la mitad. Es decir, el tiempo característico de cada especie radiactiva necesario para reducir a la mitad en número de núcleos radiactivos presentes.

De la naturaleza exponencial de la ley del decaimiento radiactivo, se sigue que transcurridas 2 vidas medias, la actividad es reducida a  $A_0 / 4$  y después de  $n$  vidas medias a  $A_0 / 2^n$ .

Este hecho tiene importancia en la planeación de las aplicaciones prácticas en las que se utilizan radioisótopos y en el manejo del destino final de materiales radiactivos. Si un núclido tiene una vida media corta, 12 horas por ejemplo, la actividad después de 7 días se habrá reducido a  $A_0 / 2^{14}$ , es decir, será 16384 veces menor. Por tanto, cada Ci de actividad inicial habrá caído a 61  $\mu\text{Ci}$  aproximadamente, después de una semana.

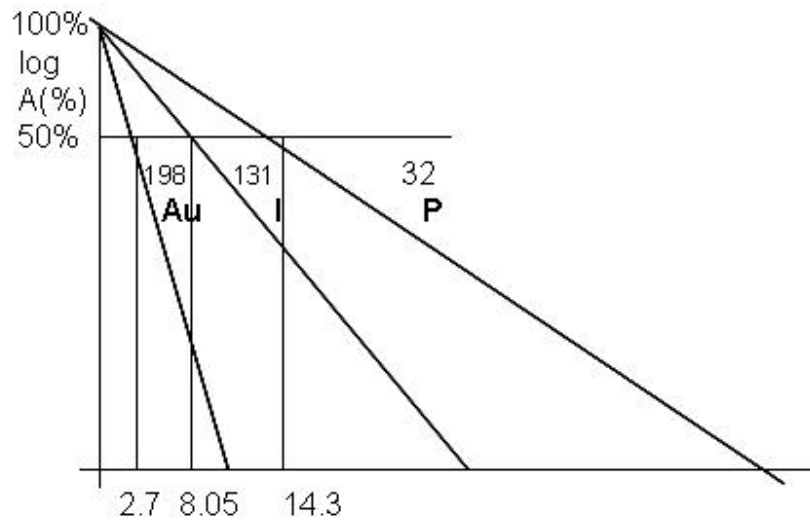
Las tablas o cartas de núclidos mostrando sus datos nucleares contienen varios cientos de radioisótopos, naturales o artificialmente producidos, mostrando que el intervalo de sus vidas medias se extiende de fracciones de segundo a miles de millones de años.

Si la vida media de un radionúclidos es conocida, resulta posible trazar una gráfica de su línea de decaimiento característica, tomando la actividad inicial como 100% y la mitad, ó 50%, sobre una escala logarítmica de ordenadas tomando como valor correspondiente a la abscisa aquél de su vida media **Figura 1.5**. Esta gráfica hace posible corregir la actividad por decaimiento cuando se utiliza un radioisótopo.

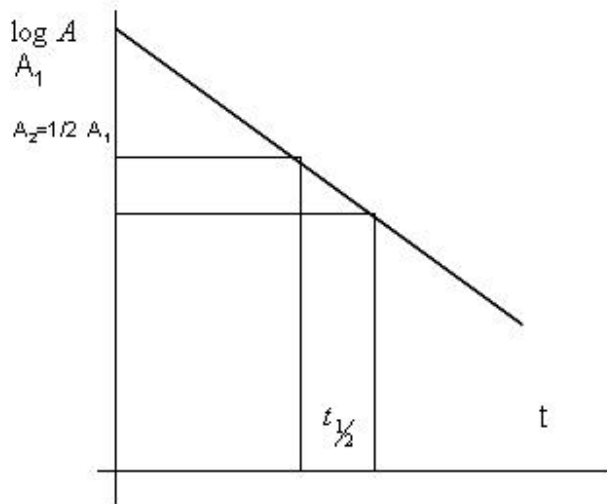
Si la vida media es desconocida, puede obtenerse de la línea recta de decaimiento característica, trazando la gráfica del tiempo transcurrido contra en logaritmo de la actividad. Tomando cualquier punto como  $A_1$  y luego otro punto  $A_2 = A_1 / 2$  tendremos que la diferencia de los valores correspondientes del tiempo será la vida media característica del radioisótopo:  $t_2 - t_1 = t_{1/2}$  **Figura 1.6**.

Este método, aunque muy común, puede ser usado para radioisótopos con una vida media dentro de un intervalo adecuado para la determinación, es decir, de algunos minutos a varios días, tal vez meses, si es posible pasar este tiempo para realizar la medición.

Pero para determinar vidas medias extremadamente cortas o largas es necesario diseñar métodos especiales que implican el uso de la ecuación fundamental del decaimiento radiactivo y consecuente cálculo de la constante de decaimiento.



**Figura 1.5 Líneas de decaimiento típicas**



**Figura 1.6 Determinación de la vida media**

## 1.12 ESQUEMAS DE DECAIMIENTO

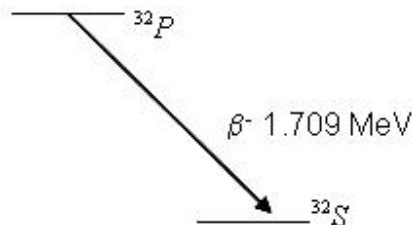
A fin de representar las pérdidas de energía y los cambios de número atómico que resultan del decaimiento radiactivo, han sido creados esquemas o diagramas llamados de desintegración o decaimiento. En estos diagramas de diferentes pasos o niveles de energía son representados por rayas horizontales. La caída de un nivel a otro por decaimiento radiactivo es indicada como sigue:

- Caídas verticales representan el decaimiento por medio de radiación gamma, cuando tiene lugar la transición isomérica.
- Movimientos a la derecha representan un avance en cargas positivas, cambiando a un elemento de mayor número atómico por emisión de partículas  $\beta^-$ .
- Movimientos a la izquierda indican una pérdida de carga positiva, cambiando a un elemento de menor número atómico por emisión de partículas  $\alpha$  o  $\beta^+$ , o bien captura electrónica con emisión de rayos X.

La unidad más conveniente para medir la energía de las radiaciones nucleares es el megaelectrovoltio (MeV), que se define como un millón de veces la energía adquirida por un electrón cuando es acelerado por una diferencia de potencial de 1 voltio. Un megaelectrovoltio es equivalente a  $1.6 \times 10^{-6}$  ergios y a  $3.827 \times 10^{-4}$  calorías.

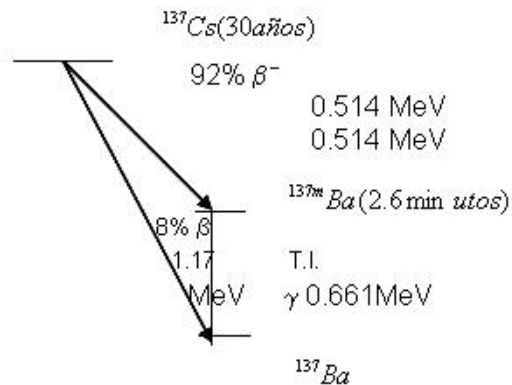
Algunos ejemplos de desintegración radiactiva, a través de los cuales se pueden trazar sus esquemas de decaimiento, son los siguientes:

- Fósforo 32.** Decae por pura emisión de partículas  $\beta^-$  es 1.709 MeV. Su vida media es de 14.3 días **Figura 1.7.**



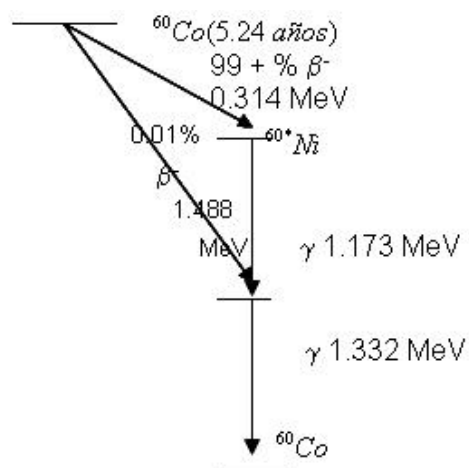
**Figura 1.7** Esquema de decaimiento radiactivo del P-32

2. **Cesio 137.** El 92 % de los átomos presentes decaen por emisión de partículas  $\beta^-$  con energía máxima de 0.514 MeV a Bario 137m, un estado excitado o metaestable. El 8% restante emite partículas  $\beta^-$  de energía máxima 1.17 MeV, cayendo directamente a este estado estable. Puede notarse que la suma de 0.514 MeV más 0.66 MeV es igual a 1.17 MeV. Su vida media es de 30 años **Figura 1.8.**



**Figura 1.8** Esquema de decaimiento radiactivo del Cs-137

3. **Cobalto 60.** Decae a níquel 60, esencialmente por negatrones de 0.314 MeV. El níquel 60 excitado o metaestable alcanza su estado base por emisión de 2 rayos gamma de 1.173 MeV y 1.332 MeV. Notar que la diferencia entre 1.488 y 0.314 no es exactamente 1.173, lo que sugiere la necesidad de una mayor precisión en la medición de las energías. Vida media de 5.24 años **Figura 1.9.**



**Figura 1.9** Esquema de decaimiento radiactivo del Co-60

**EJEMPLOS**

1. El potasio elemental contiene 0.0118 % de  $^{40}\text{K}$  radiactivo, con una vida media de  $1.4 \times 10^9$  años. Calcular la actividad que tendría en nCi (nanocurios), pCi (picocurios) y Bq una muestra de potasio de 10g.

Peso atómico del potasio = 39.1  
 No. de Avogadro =  $6.02 \times 10^{23}$  /g mol

$$A = -\frac{dN}{dt} = -\lambda N$$

$$= \frac{0.693}{t_{1/2}} = \frac{0.693}{1.4 \times 10^9 \times 365 \times 24 \times 60} \text{ min}^{-1}$$

$$N = \frac{10 \times 6.02 \times 10^{23} \times 0.0118}{39.1 \times 100} \text{ núcleos de } ^{40}\text{K}$$

$$2.22 \times 10^{12} \text{ dpm} = 1 \text{ Ci} = 10^9 \text{ nCi} = 10^{12} \text{ pCi} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

Por tanto:

$$A = \frac{0.693 \times 10 \times 6.02 \times 10^{23} \times 0.0118}{1.4 \times 10^9 \times 365 \times 24 \times 60 \times 39.1 \times 100 \times 2.22 \times 10^{12}} = 7.7 \times 10^{-9} \text{ Ci}$$

$$A = 7.7 \times 10^{-9} \times 10^9 = 7.7 \text{ nCi}$$

$$A = 7.7 \times 10^{-9} \times 10^{12} = 7700 \text{ pCi}$$

$$A = 7.7 \times 10^{-9} \times 3.7 \times 10^{10} = 284.9 \text{ Bq}$$

2. Se desea saber que actividad en dpm permanece después de 5h en una muestra de  $^{24}\text{Na}$  con una actividad inicial de 10  $\mu\text{Ci}$ .

$$t_{1/2} \text{ del } ^{24}\text{Na} = 14.9 \text{ h}$$

$$A_1 = A_0 e^{-\lambda t}$$

$$A = 10 \times e^{-\frac{0.693 \times 5}{14.9}} \times 2.22 \times 10^6 = 10 \times 0.79 \times 2.22 \times 10^6 = 17.5 \times 10^6 \text{ dpm}$$

3. Si la actividad inicial de una muestra radiactiva decae al 75% en 6h 10m. ¿Cuál es su vida media y de qué radioisótopo se trata probablemente?

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

$$0.75A_0 = A_0 e^{-\frac{0.693 \times 6.16}{t_{1/2}}}$$

$$\ln 0.75 = -\frac{0.693 \times 6.16}{t_{1/2}}$$

$$0.287 = -\frac{4.268}{t_{1/2}}$$

$$t_{1/2} = \frac{4.268}{0.287}$$

$t_{1/2} = 14.87\text{h}$  Se trata probablemente de  $^{24}\text{Na}$ .

### 1.13 INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN CON LA MATERIA

Toda radiación posee energía, ya sea intrínseca, como en el caso de la radiación electromagnética, o como energía cinética en el caso de las radiaciones de partículas; la absorción de la radiación es el proceso por el cual se transfiere esta energía a los átomos del absorbedor. El hecho de decir que la radiación interacciona con la materia significa que ha sido absorbida o dispersada.

Los mecanismos de absorción de la radiación son de interés fundamental en el ejercicio de la seguridad radiológica, principalmente por las siguientes razones:

- La absorción en los tejidos del cuerpo puede ocasionar un daño fisiológico.
- La absorción es el principio en el cual se basa la detección.

- c) El grado de absorción o tipo de interacción es un factor primario para determinar las necesidades de blindaje.

La transferencia de energía de la partícula o fotón a los átomos del absorbedor, puede ocurrir mediante varios mecanismos pero, de las radiaciones comúnmente encontradas, las siguientes dos son las más importantes:

- 1) Ionización. Descrita en 1.3
- 2) Excitación. La adición de energía a un sistema atómico o molecular, el cual pasa de su estado base a otro excitado. La energía añadida puede ser absorbida por el núcleo o por un electrón orbital, dependiendo del tipo de interacción.

Las radiaciones son capaces de expulsar uno o más electrones de su órbita o bien trasladar a los electrones orbitales a un nivel más alto de energía. En el primer caso (ionización) se forma un átomo cargado positivamente y un electrón libre. En el otro caso (excitación electrónica), el átomo excitado puede perder su energía excedente cuando un electrón que se encuentra en una capa de energía alta, pasa a ocupar una vacante (de menor energía) creada por el proceso de excitación; cuando esto ocurre, la energía excedente se libera como un fotón o radiación electromagnética (que puede escapar del material pero que sufre usualmente otro proceso de interacción). La excitación nuclear tiene importancia solamente para neutrones o radiaciones de energías relativamente altas.

### 1.13.1 ABSORCIÓN ALFA

Si una partícula  $\alpha$  se aproxima a un electrón experimenta una fuerte atracción electrostática y cuando se aproxima a un núcleo atómico, tiende a ser repelida. Las partículas alfa tienen una masa de aproximadamente 8,000 veces la del electrón y son emitidas por los átomos radiactivos con velocidades del orden de 1/20 de la velocidad de la luz. Por su gran masa, su carga y su alta velocidad, las partículas alfa son proyectiles eficientes, porque tienen una alta probabilidad de interactuar con los electrones orbitales y con el núcleo.

Una partícula alfa puede sufrir colisiones elásticas e inelásticas; en las primeras no hay transferencia de energía, en tanto que en las segundas, parte de la energía de la partícula es absorbida por el núcleo blanco.



Las colisiones inelásticas pueden causar ionización y/o excitación y como se requiere una cantidad finita de energía para ionizar o excitar un átomo, la energía cinética de la partícula alfa se disipa gradualmente por tales interacciones hasta que captura dos electrones transformándose en un átomo de helio.

Debido a la alta probabilidad de interacción entre una partícula alfa y un electrón orbital del medio absorbente, se forma un gran número de pares de iones por unidad de longitud de trayectoria y como en la formación de cada uno de ellos se absorbe una fracción de la energía cinética de la partícula, este tipo de radiación pierde su energía en una distancia relativamente corta. Por estas razones, el alcance de las partículas alfa en el medio considerado es mucho menor que el de otras formas de radiación, o sea que la radiación alfa es altamente ionizante y débilmente penetrante.

- a) Las partículas alfa de un radionúclido son monoenergéticas, por lo que tienen el mismo alcance en un material específico; este alcance se expresa usualmente en centímetros de aire.

La relación entre el alcance y la energía se expresa empíricamente como sigue:

$$R_a = 0.318 E^{3/2}$$

R<sub>a</sub> = alcance (en cm) en aire a 1 atmósfera y a 15°C  
E = Energía de la radiación en MeV

El alcance de la radiación alfa en un sólido puede ser estimado en términos del alcance en aire, como sigue:

$$R_{\text{sólido}} = \frac{3.2 \times 10^{-4} \text{ aire} \sqrt{A_{\text{sólido}}}}{\rho_{\text{sólido}}}$$

donde R = alcance (cm)  
ρ = densidad (gr / cm<sup>3</sup>)  
A = número másico

- b) El número de pares de iones formados por centímetro de trayectoria en un medio dado, de llama “ionización específica” para esa radiación ionizante en particular.

$$\text{Ionización específica} = \frac{\text{No. de pares de iones formados}}{\text{centímetros de trayectoria}}$$

- c) Se requieren unos 34 electrón-volts de energía para formar un par de iones en aire; como solamente de  $\frac{1}{2}$  a  $\frac{2}{3}$  de esta energía se emplea para remover el electrón orbital, el resto se pierde en procesos de excitación electrónica.

Dependiendo de la energía de la partícula, el número de pares de iones formados por centímetro de trayectoria de aire varía de 5,000 a 80,000.

### 1.13.2 ABSORCION BETA

La masa en reposo de una partícula  $\beta$  es la misma que la de un electrón orbital y, consecuentemente, menor que la masa de los núcleos que forman el medio absorbente. Como las partículas beta y los electrones orbitales tienen la misma carga, experimentan una repulsión electrostática cuando se encuentran cerca, en tanto que, como su carga es opuesta a la del núcleo atómico, sufre una atracción cuando se aproxima a éste.

Considerando únicamente la relación entre las partículas beta y los electrones orbitales, se puede esperar que la interacción entre ambas sea similar a la colisión entre dos bolas de billar. Una partícula beta puede perder toda su energía en una sola colisión, en cuyo caso el electrón “blanco” puede convertirse efectivamente en una partícula ionizante pero, normalmente, la pierde después de un gran número de eventos de ionización y excitación en forma análoga a una partícula alfa.

Debido a que las partículas beta son de menor tamaño y menor carga que las partículas alfa, su alcance es considerablemente mayor que el de las partículas alfa de energía comparable. Como la masa electrónica es pequeña en comparación con la del núcleo, pueden presentarse grandes deflexiones en una sola colisión, particularmente cuando se dispersan electrones de baja energía por elementos de alto número atómico, dando lugar a trayectorias completamente erráticas.

Además de excitación e ionización, una partícula beta tiene un tipo de interacción con un átomo que da lugar a producción de rayos X. Si una beta de alta energía se acerca a la nube electrónica que rodea al núcleo del átomo, experimenta la fuerte repulsión, lo cual da por resultado la disminución brusca en su velocidad y la emisión de rayos con un espectro continuo de energía; estos rayos se conocen con el nombre de rayos X y al fenómeno en sí se le denomina “Bremsstrahlung” (emisión por frenado).

Cuando la energía inicial de la partícula beta aumenta y el número atómico del medio absorbente también aumenta, el Bremsstrahlung se convierte en un mecanismo importante de pérdida de energía.

Cuando se emiten las partículas beta, la energía cinética total involucrada en la reacción nuclear, se divide entre el neutrino y la partícula beta; el neutrino tiene carga cero y masa despreciable por lo que su contribución a la interacción total es insignificante. La partícula beta es emitida con una energía que varía desde prácticamente cero hasta una energía máxima, que es una característica de cada radionúclido.

### 1.13.3 INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN ELECTROMAGNÉTICA CON LA MATERIA

Los rayos X y  $\gamma$  difieren únicamente en su origen, en particular un rayo X no puede distinguirse de un rayo  $\gamma$ . Ambos son ondas electromagnéticas o fotones, los rayos  $\gamma$  son de origen nuclear, mientras que los rayos X son de origen extranuclear pues se forman en la nube electrónica que rodea al núcleo.

Existen tres mecanismos por los cuales los rayos gamma pierden su energía cuando interactúan con la materia Efecto Fotoeléctrico, Efecto Compton y Producción de Pares.

#### 1.13.3.1 EFECTO FOTOELÉCTRICO

El efecto fotoeléctrico se presenta cuando un rayo  $\gamma$  transmite toda su energía a algún electrón orbital de un átomo, como dicho fotón consta únicamente de energía, simplemente desaparece. La energía transmitida al electrón orbital es convertida en energía cinética y vence a las fuerzas de atracción entre núcleo y electrón, causando que éste sea expulsado de su órbita a alta velocidad, dando lugar a que se forme un par de iones.

Este electrón de alta velocidad (denominado fotoelectrón), tiene energía suficiente para expulsar electrones de otros átomos, produciendo así pares de iones secundarios hasta que toda su energía se ha consumido **Figura 1.10**.

### 1.13.3.2 EFECTO COMPTON

El efecto Compton es sólo una pérdida parcial de energía de la radiación  $\gamma$  incidente; el rayo  $\gamma$  interacciona con un electrón orbital de un átomo, pero en este caso solamente una parte de su energía se transfiere al electrón y el rayo  $\gamma$  se “suaviza”.

El electrón de alta velocidad así formado (denominado electrón Compton), produce ionización secundaria y el rayo suavizado continúa perdiendo energía en otras interacciones Compton o bien desaparece completamente, vía efecto fotoeléctrico. El aspecto desafortunado de la interacción Compton es que el rayo  $\gamma$  suavizado se le denomine fotón dispersado y el proceso sea conocido como “Dispersión Compton”. Por este mecanismo de interacción, la dirección de los fotones en un haz puede ser errática, así que la radiación dispersa puede aparecer detrás de una arista o de un blindaje **Figura 1.11**.

### 1.13.3.3 PRODUCCION DE PARES

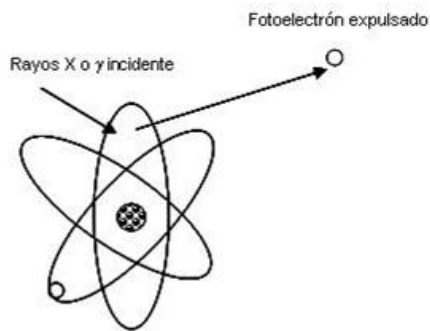
La producción de pares, tercer tipo de interacción, es más raro que los efectos fotoeléctrico y Compton; de hecho, la producción de pares es imposible a menos que el rayo  $\gamma$  tenga cuando menos 1.02 MeV y sólo se vuelve importante para radiaciones de 2 MeV o más. En la producción de pares, un fotón  $\gamma$  se aniquila en la vecindad de un núcleo, dando lugar a un par de electrones, uno negativo y otro positivo. La masa de estos electrones se crea de la energía del fotón, de acuerdo a la ecuación de Einstein

$$E = mc^2$$

Si el fotón tiene energía suficiente, esta energía se transforma en energía cinética y los electrones abandonarán el átomo a gran velocidad.

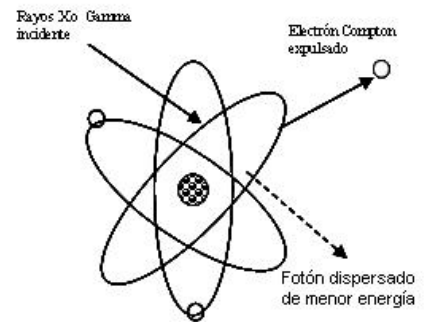
El electrón negativo se comporta en la forma ordinaria, produciendo pares de iones secundarios hasta que pierde toda su energía de movimiento; el electrón positivo (positrón) también produce ionización secundaria mientras está en movimiento, pero cuando pierde su energía y se frena hasta casi detenerse, al encontrar un electrón libre y por tener cargas opuestas, se atraen y aniquilan entre sí, convirtiéndose la masa de cada uno en energía pura; de esta manera se obtienen dos rayos  $\gamma$  de aniquilación de 0.51 MeV cada uno, esto es conocido como una absorción fotoeléctrica.

La **Figura 1.12** ilustra mecanismos de la interacción de los rayos  $\gamma$ , muestra la fracción de disminución de la intensidad del haz en cada uno de estos procesos, para energías entre 10KeV y 100MeV, con plomo como material absorbente. A bajas energías predominan las interacciones fotoeléctricas, a energías intermedias es más probable la dispersión Compton y la producción de pares es más importante a altas energías.



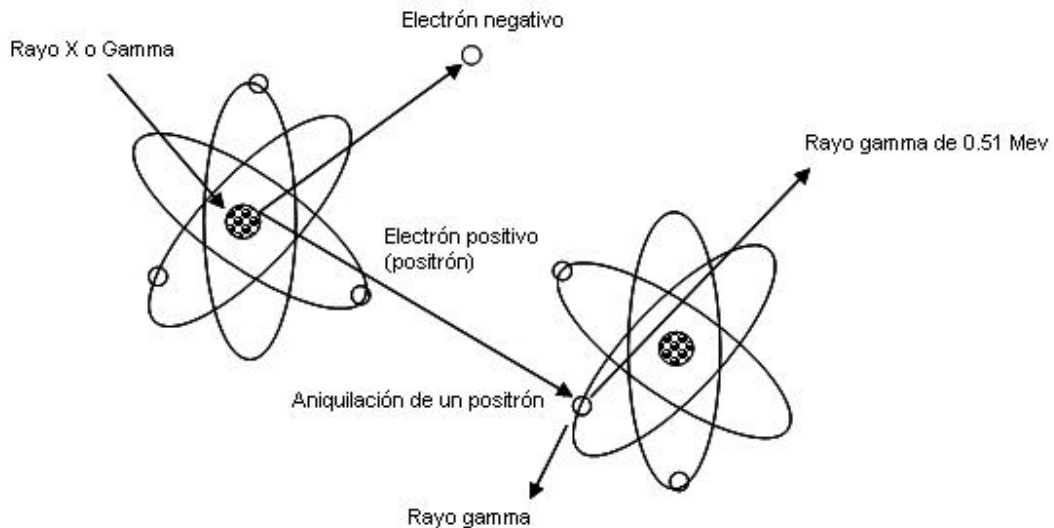
(Fotón de baja energía Intermedia)

**Figura 1.10 Efecto Fotoeléctrico**



(Fotón primario de Energía

**Figura 1.11 Efecto Compton**



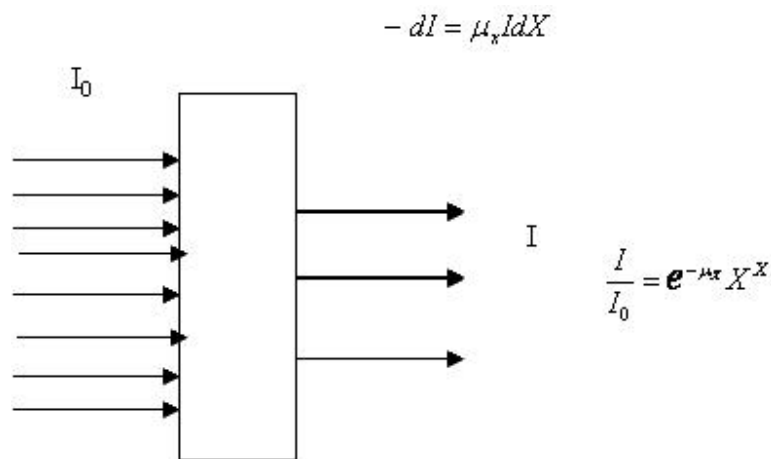
(Fotón de Alta Energía  $> 1.02$  MeV)

**Figura 1.12 Esquema, producción de pares**

### 1.13.3.4 ABSORCIÓN DE RAYOS X Y $\gamma$

Supongamos que se envía un haz delgado de fotones monoenergéticos a través de una sustancia **Figura 1.13**. Las interacciones de los fotones pueden ocurrir de las tres maneras ya mencionadas. El haz perderá energía por dispersión Compton y, por absorción, en el efecto fotoeléctrico y en la producción de pares.

Si  $I$  es el número de fotones monoenergéticos que forman el haz colimado; el número de fotones que desaparecen en el medio absorbente es  $-dI$ ; y es proporcional a  $I$  y al espesor  $dX$  del medio, donde  $\mu_x$ , es el coeficiente de absorción lineal.



**Figura 1.13 Función de un colimador impactado por un haz de radiación**

Por integración obtenemos:

$$I = I_0 e^{-\mu_x X}$$

Ha sido conveniente definir un coeficiente de absorción másico de la siguiente forma:

$$m = \frac{\mu_x}{\rho}$$

donde  $\rho$  es la densidad del absorbedor y la ecuación toma la forma:

$$I = I_0 e^{-\mu_m \rho X}$$

Otra magnitud que interesa conocer de semiabsorción  $X_{1/2}$  que se define como el grosor del absorbedor necesario para que la intensidad del haz incidente, sea reducido a la mitad, fácilmente se demuestra que:

$$X_{1/2} = \frac{0.693}{\mu_x} = \frac{0.693}{\rho\mu_m}$$

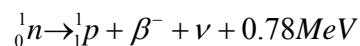
Cuando el haz esté formado por varias radiaciones monoenergéticas, la ecuación toma la forma:

$$I = I_0 e^{-\mu_1 X} + I_0 e^{-\mu_2 X} + \dots$$

Usualmente el espesor del material absorbente se expresa en centímetros y  $\mu_x$  en  $\text{cm}^{-1}$ ; para el caso del coeficiente de absorción másico,  $\mu_m$  se expresará en  $\text{cm}^2 \text{g}^{-1}$  y  $\rho$ , la densidad del material en  $\text{g cm}^{-3}$ .

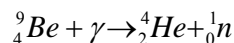
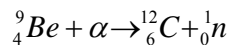
## 1.14 REACCIONES CON NEUTRONES

Aunque los neutrones generalmente están ligados a los núcleos, es posible obtenerlos en estado libre; los neutrones libres pueden interaccionar en varias formas con los núcleos. Dada su naturaleza de no poseer carga son importantes en las reacciones nucleares, El neutrón se transforma espontáneamente en protón con un periodo de desintegración de 11 segundos, emitiendo una partícula  $\beta^-$  y un neutrino:

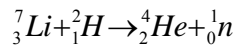
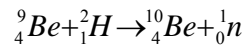


Los neutrones se producen en sistemas de laboratorio con iones acelerados o en reactores nucleares de acuerdo con las reacciones siguientes:

En laboratorio con iones acelerados



En reactores nucleares bombardeo con deuterio



Las reacciones neutrón-núcleo, de interés, son tres: captura, dispersión y fisión. En la captura neutrónica es el producto de una colisión elástica neutrón-núcleo, el núcleo absorbe al neutrón para formar un núcleo inestable, excitado y de alta energía interna. Espontáneamente el núcleo emite otra partícula que puede ser un protón, un neutrón o una partícula  $\alpha$ . Pero este núcleo aun continua en estado excitado por lo que emite un rayo  $\gamma$  para regresar a su nivel energético basal. Las reacciones tipo (n,  $\alpha$ ) y (n, p) son representativas de la captura neutrónica.[15]

Las reacciones de dispersión ocurren de dos maneras elástica e inelástica. En la dispersión elástica ocurre una transferencia de energía cinética entre el neutrón y el núcleo colisionado. Físicamente el neutrón puede tocar el núcleo y continuar su trayectoria, aunque con cierta desviación. El criterio es que no existe energía transferida en excitación nuclear. En la dispersión inelástica el núcleo blanco es elevado a un estado excitado como resultado de la colisión. El neutrón interacciona al núcleo tocándolo o bien penetrándolo y saliendo con una menor energía. El núcleo por lo tanto queda en un estado excitado por la energía cinética suministrada por el neutrón, para posteriormente regresar a su estado basal emitiendo un rayo  $\gamma$ .

Cuando están recién liberados, los neutrones libres usualmente tienen energías cinéticas del orden MeV por lo que reciben el nombre de neutrones rápidos, sin embargo, como resultado de colisiones de dispersión con los núcleos del medio en que se mueve el neutrón, pierden gran parte de su energía cinética y se vuelven neutrones lentos, con energías de un eV o menos.

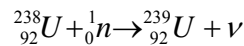
La energía cinética puede reducirse hasta que su valor es casi el mismo que el de los átomos (o moléculas) del medio, y como su valor depende de la temperatura, esa energía cinética recibe el nombre de energía térmica; los neutrones cuya energía se ha reducido a la térmica, se llaman neutrones térmicos. A temperaturas ordinarias la energía más probable de estos neutrones es de 0.025 eV.

Si en vez de expeler un neutrón, el núcleo compuesto excitado emite su energía excedente en forma de radiación  $\gamma$ , el proceso recibe el nombre de captura radiactiva; el núcleo residual, que tiene ahora un neutrón más, es un isótopo del núcleo original y su número másico es una unidad mayor. Las reacciones de captura radiactiva se representan con el símbolo (n,  $\nu$ ) y son más frecuentes con los neutrones lentos que con los rápidos.

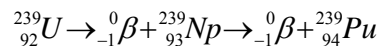


A continuación se exponen dos reacciones de captura, la del U-238 y el Th 232 este tipo de reacciones ocurren en los reactores nucleares:

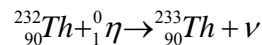
Captura del neutrón térmico por el Uranio 238



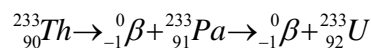
El núcleo resultante es radiactivo y decae por emisión beta



Captura del neutrón térmico por el Torio 232

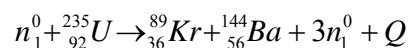


y análogamente el decaimiento  $\beta^-$



La tercera clase importante de interacciones de neutrones y núcleos es la fisión nuclear. Cuando ciertos núcleos atómicos son bombardeados con neutrones puede suceder que se divida en dos o tres átomos con número atómico y masa atómica menor. Con los neutrones se requiere de una energía mínima para poder fisiónar núcleos, esta energía es menor que si se utiliza como proyectil alguna partícula cargada  $\alpha$ , deuterón o protón. A los núcleos producidos en la fisión se les denomina “fragmentos de fisión” y emiten simultáneamente uno, dos o tres neutrones rápidos de fisión. Estos neutrones rápidos de fisión constituyen el 99% de los neutrones producidos en la reacción y son los precursores de una reacción en cadena.

Además de los neutrones producidos en la reacción de fisión se emite radiación  $\gamma$  y neutrinos, transportando ambas radiaciones una parte apreciable de la energía total liberada. Los núcleos son más fisionables cuanto mayor es su número de masa, los núclidos más fisionables son el Uranio y el Plutonio estos solo requieren de neutrones térmicos para iniciar la reacción. Ejemplo de una reacción de fisión



## CAPÍTULO 2 UNIDADES USADAS EN SEGURIDAD RADIOLÓGICA

### 2.1 INTRODUCCIÓN

Fundamentalmente, las consecuencias dañinas de la radiación ionizante a un organismo vivo, se deben a la energía absorbida por las células y tejidos que lo forman; esta energía absorbida (o dosis), produce descomposición química de las moléculas presentes en las células vivas. El mecanismo de la descomposición parece estar relacionado con las interacciones de ionización y excitación entre la radiación y los átomos del tejido.

La cantidad de ionización o número de pares de iones producidos por las radiaciones ionizantes en las células o tejidos, es una medida de la cantidad de descomposición o daño fisiológico que debe esperarse de una cantidad dada o dosis.

La base ideal para medir la dosis de radiación, podría ser, entonces el número de pares de iones que tienen lugar en el medio de interés. Por razones prácticas, el medio seleccionado para definir la exposición, es el aire.[3]

La primera unidad que se usó para medir la radiación, fue el Roentgen, basado en la cuantificación de la ionización que en el aire producen los rayos X o la radiación gamma. Esta unidad, sin embargo tiene sus limitaciones y requirió definir el rad y el rem, que recientemente se trata de reemplazar por el Gray y el Sievert del sistema internacional.

El Gray y el Sievert han sido aprobados por la International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU), y usados por la International Commission on Radiological Protection (ICRP).

Sin embargo es inevitable que las unidades antiguas se seguirán usando por muchos años más. En la **Tabla 2.1** se muestra una comparación entre las unidades radiológicas usadas.

**Tabla 2.1 Comparación de unidades radiológicas**

<b>Unidad</b>	<b>Proceso físico</b>	<b>Concepto</b>	<b>Equivalente Sistema internacional</b>
Roentgen	Ionización en aire	Exposición	Coul /kg ( $1R = 2.58 \times 10^{-4}$ coul/kg)
rad	Ionización en aire	Exposición	0 Gray = 1 J/Kg = 100 rad
rem	Daño biológico	Dosis equivalente	1 Sievert = Q x 1 gray = 100 rem
Curie (Ci)		Actividad	1 Becquerel (Bq)

## 2.2 EXPOSICIÓN

La exposición a la radiación X o  $\gamma$  en un volumen específico, es una medida de la radiación, que se basa en su capacidad para producir ionización en el aire; la unidad especial utilizada para expresarla es el Roentgen ( R ).

Su mérito se debe al hecho de que la magnitud de la exposición en Roentgens puede relacionarse usualmente con la dosis absorbida, la cual es de importancia para predecir o cuantificar el efecto biológico esperado (o daño), resultante de la radiación.

El Roentgen se define como sigue:

$$1R = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C Kg}^{-1} \text{ de aire standard (C = Coulombs)}$$

Esta definición es exactamente equivalente a la antigua, que establecía que 1 Roentgen es la exposición a la radiación X o  $\gamma$ , tal que la emisión corpuscular asociada a 0.001293 gramos de aire en condiciones estándar de presión y temperatura (CSPT) produce, en aire, iones que llevan la unidad electrostática de cantidad de electricidad de cualquier signo. Como la propiedad ionizante de la radiación suministra la base de varios tipos de instrumentos de detección, tales aparatos pueden utilizarse para cuantificar la exposición. [8]

Nótese, en la definición de Roentgen, que es una unidad de exposición que se basa en la ionización del aire y que no es unidad de ionización ni de dosis absorbida en aire.

Como un ión, transporta una carga de  $1.602 \times 10^{-19}$  C, 1 R corresponde a la producción de:

$$\frac{2.58 \times 10^{-4} \text{ pares de iones por Kg de aire}}{1.602 \times 10^{-19}} = 1.61 \times 10^{15} \text{ pares de iones por Kg de aire}$$

La energía promedio requerida para producir un par de iones en aire, es de  $5.4 \times 10^{-18}$  Joules (J) por lo que la energía absorbida en aire, correspondiente a la exposición de 1R, es:

$$\begin{aligned} & 1.61 \times 10^{15} \times 5.4 \times 10^{-18} \text{ J kg}^{-1} \text{ de aire} \\ & = 8.69 \times 10^{-3} \\ & = 0.00869 \text{ J kg}^{-1} \text{ de aire} \end{aligned}$$

Como puede observarse, el Roentgen es una unidad limitada de radiación, ya que se aplica únicamente a radiación X y  $\gamma$  y sus efectos ionizantes en aire. Generalmente, los tejidos humanos son el medio de interés y la energía absorbida es más alta en tejido que en aire.

En el caso de radiación  $\gamma$ , es común encontrar fotones de energía que depositan, para 1 Roentgen, una energía de  $0.0096 \text{ J kg}^{-1}$ . El concepto de dosis absorbida ha sido introducido en vista de esta dificultad.

### 2.3 DOSIS ABSORBIDA

Dosis absorbida D es el cociente  $d\varepsilon$  entre dm, donde  $d\varepsilon$  es la energía promedio depositada por la radiación ionizante en una porción de materia con masa dm.

$$D = d\varepsilon / dm \text{ o sea } \text{J kg}^{-1}$$

Ya que de una exposición de 1 R una energía depositada de  $0.00869 \text{ J kg}^{-1}$  en aire y  $0.0096 \text{ J kg}^{-1}$  en tejido, se sigue que 1 R produce una dosis absorbida de:

$$\frac{0.00869}{0.01} = 0.869 \text{ rad en aire}$$

$$\frac{0.0096}{0.01} = 0.96 \text{ rad en tejido}$$

Como puede verse, la exposición en R y su correspondiente dosis absorbida en rad, tiene casi el mismo valor. Nótese que el medio es siempre especificado.

En el Sistema Internacional (S.I.), la unidad de dosis absorbida es llamada Gray (Gy) y es definida como la energía depositada de  $1 \text{ J kg}^{-1}$ . Es así:

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J kg}^{-1} = 100 \text{ rad}$$

de donde podremos obtener que una exposición de 1 R es equivalente a una dosis absorbida en aire de 0.00869 Gy.[8]

## 2.4. EQUIVALENTE DE DOSIS

Aunque todas las radiaciones ionizantes son capaces de producir efectos biológicos similares, la dosis absorbida (medida en rad o Gray), que produce un efecto dado, puede variar apreciablemente de un tipo de radiación a otro. La diferencia en comportamiento, en este aspecto, se expresa por medio de una cantidad llamada factor de calidad (Q) de la radiación nuclear en particular.

El Q de una radiación dada puede definirse como la relación de la dosis absorbida (rad, Gray) de radiación gamma (de una energía especificada) a la dosis absorbida (de la radiación dada), necesaria para producir el mismo efecto biológico; así, si una dosis absorbida de 0.2 rad (0.0026 Gy) de radiación de neutrones térmicos, produce el mismo efecto biológico que una dosis absorbida de 1 rad (0.1 Gy) de radiación gamma, el Q para neutrones lentos será:

$$Q = \frac{1 \text{ rad} (0.01 \text{ Gy})}{0.2 \text{ rad} (0.002 \text{ Gy})} = 5$$

El valor de Q para un tipo particular de radiación nuclear, depende de varios factores, tales como la energía de la radiación, la clase y grado del daño biológico y la naturaleza de los organismos o del tejido bajo consideración.

La International Commission on Radiological Protection (ICRP), recomienda que el término EBR sea usado solamente en Radiobiología y que se usará otro nombre para el factor por el cual hay que multiplicar las dosis absorbidas para obtener, para propósitos de protección contra las radiaciones, una cantidad que exprese, en base a una escala común para todas las radiaciones ionizantes, la irradiación en que han incurrido las personas expuestas. El nombre recomendado fue “factor de calidad” (Q) y en conexión a él, se han previsto otros factores modificantes (N), que el ICRP ha asignado, para el presente, el valor de 1.

El producto de la dosis absorbida y los factores de modificación, se conocen con el nombre de dosis equivalente, cuya unidad original fue el rem:

$$\text{Dosis equivalente (rem)} = \text{dosis absorbida (rad)} \times Q \times N$$

En el S.I. de unidades la unidad de dosis equivalente es el Sievert (Sv), que es relacionado al Gray en la ecuación:

$$\text{Dosis equivalente (rem)} = \text{dosis absorbida (Gy)} \times Q \times N$$

Donde N corresponde a los factores modificantes y su valor es 1. Ya que 1 Gy = 100 rad, 1 Sv = 100 rem.

El valor del factor de calidad Q depende de la densidad de ionización causada por la radiación. Una partícula alfa produce alrededor de 1 millón de pares de iones por milímetro de camino recorrido, sin embargo, una partícula beta produce cerca de diez mil pares de iones por milímetro recorrido. Al factor Q, se le asigna el valor de 1 para radiación  $\gamma$ .

El valor de Q para otras radiaciones se da en la relación siguiente:

<b>Tipo de radiación</b>	<b>Q</b>
Rayos X, rayos $\gamma$ electrones	1
Neutrones térmicos	2.3
Neutrones rápidos y protones	10
Partículas alfa	20

Ejemplo:

En un año de trabajo un obrero recibe una dosis gamma de 0.02 Gy (2 rad), de neutrones térmicos ( $N_s$ ) una dosis de 0.005 Gy (0 rad) y de neutrones rápidos ( $N_f$ ) de 0.001 Gy (0.1 rad). ¿Cuál es la dosis total equivalente?

Dosis equivalente = dosis absorbida x factor de calidad

$$\text{Dosis equivalente} = 0.02 \times 1 = 0.02 \text{ Sv (2.0 rem)}$$

$$\text{Dosis equivalente } N_s = 0.005 \times 2.3 = 0.0115 \text{ Sv (1.15 rem)}$$

$$\text{Dosis equivalente } N_f = 0.001 \times 10 = \underline{0.01 \text{ Sv (1.0 rem)}}$$

$$\text{Dosis equivalente total} = 0.0415 \text{ Sv (4.15 rem)}$$

## 2.5 SUBMÚLTIPLOS

En términos de exposición a la radiación ocupacional el Gray y el Sievert son unidades muy grandes. Es entonces conveniente trabajar con unidades más pequeñas y esto se logra usando los prefijos (un milésimo) abreviado m, y micro (un millonésimo) abreviado  $\mu$ . Estos es:

$$1 \text{ Gy} = 1000 \text{ m Gy} = 1\,000\,000 \text{ } \mu\text{Gy}$$

$$1 \text{ Sv} = 1000 \text{ m Sv} = 1\,000\,000 \text{ } \mu\text{Sv}$$

En términos de unidades antiguas:

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

$$1 \text{ mGy} = 100 \text{ m rad}$$

$$1 \text{ } \mu\text{Gy} = 0.1 \text{ m rad}$$

$$1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$$

$$1 \text{ m Sv} = 100 \text{ m rem}$$

$$1 \text{ } \mu\text{Sv} = 0.1 \text{ m rem}$$

Ejemplo:

En tres días sucesivos de trabajo, un operador de un reactor nuclear recibe las siguientes dosis equivalentes por radiación gamma:

1°. Día: 95  $\mu$  Sv (9.5 rem)

2°. Día: 5  $\mu$ Sv (500  $\mu$ rem)

3°. Día: 1 mSv (100 m rem)

¿Cuál fue la dosis equivalente total en mSv (m rem) en los tres días de trabajo?

Día	Dosis equivalente	mSv
1	$95 \mu Sv = \frac{95}{1000} mSv$	0.095
2	$5 \mu Sv = \frac{5}{1000} mSv$	0.005
3	1 mSv =	<u>1.000</u>
	Dosis equivalente total	1.100 mSv (110 m rem)

## 2.6 TASA DE DOSIS

El Gray y el Sievert son unidades que expresan una cantidad de radiación que puede ser recibida en un período de tiempo. Para controlar los riesgos por radiación, es necesario conocer la tasa a la cual la radiación puede ser recibida.

Esto es, si una persona trabaja en un área por 2 horas y recibe una dosis equivalente de 4 m Sv (0.4 m rem), entonces la tasa de dosis equivalente es de 2 mSv por hora (0.2 rem/h). Similarmente la tasa de dosis absorbida se expresa en Gy/h (rad/h). La relación entre dosis, tasa de dosis y tiempo es:[10]

$$\text{Dosis} = \text{tasa de dosis} \times \text{tiempo}$$



Ejemplo:

Si a un trabajador se le permite recibir una dosis equivalente de 1 mSv (100 m rem) en una semana, ¿Cuántas horas puede trabajar en un área en que la dosis equivalente es de 50 Sv / h (5 m rem/h)?.

Dosis = tasa de dosis x tiempo

$$\text{Tiempo} = \frac{1 \text{ mSv}}{50 \mu\text{Sv/h}} = \frac{1000 \text{ Sv}}{50 \mu\text{Sv/h}} = 20 \text{ h}$$

## **CAPÍTULO 3 DETECCIÓN Y MEDIDA DE LA RADIACIÓN**

### **3.1 INTRODUCCIÓN**

Puesto que la radiación ionizante en general no es perceptible por los sentidos, es necesario valerse de instrumentación apropiada para detectar su presencia. Así mismo, 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 energías.

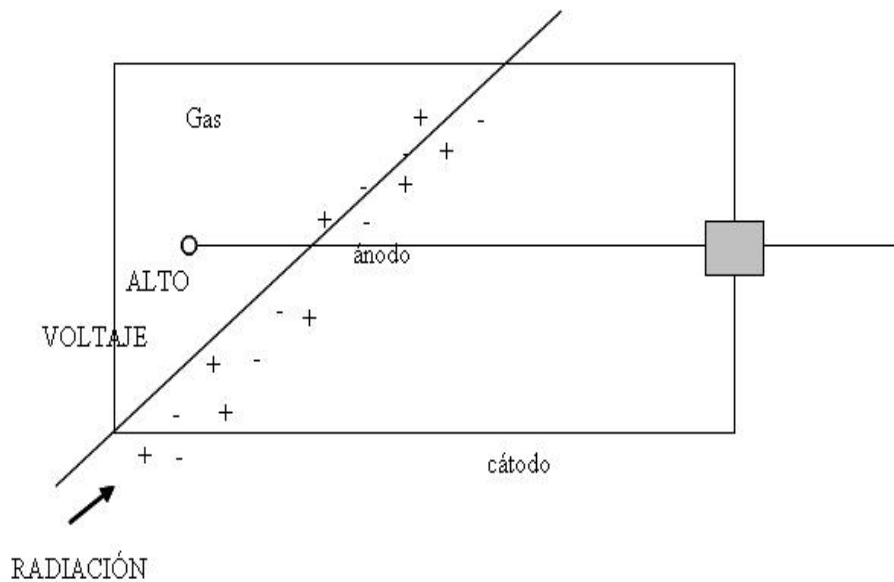
Es de primordial importancia seleccionar el detector adecuado a la radiación que se desea medir. El no hacerlo puede conducir a errores graves.

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 los átomos. Además puede haber emisión de luz, cambio de temperatura, o efectos químicos, todos los cuales pueden ser indicadores 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.[6]

### **3.2 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 generalmente en forma de pulsos de corta duración; estos pulsos son contados directamente, o activan un medidor de corriente, o puede transformarse directamente a unidades de exposición (Roentgens) según su definición, Ver **Figura 3.1**.



**Figura 3.1 Ionización en tubo tipo Geiger-Müller**

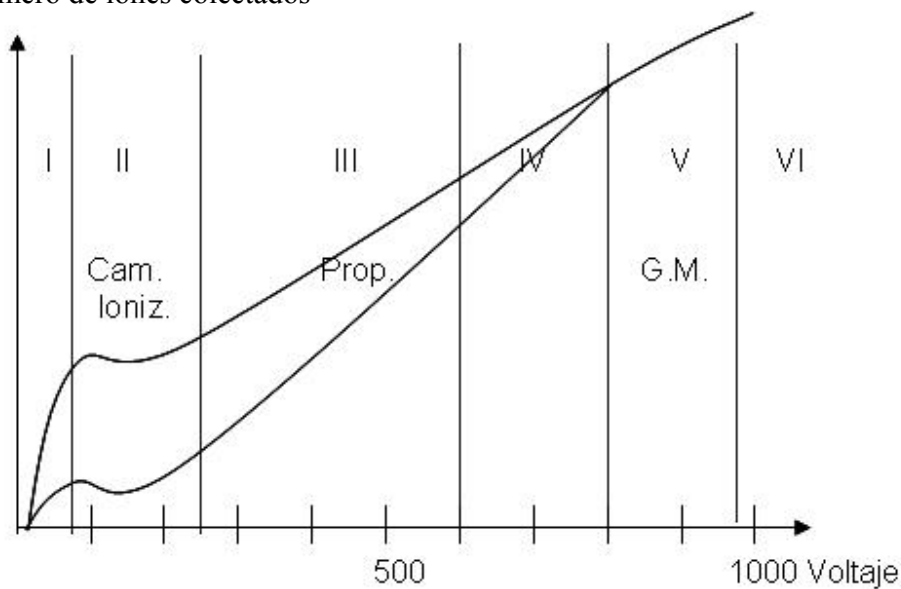
Debido a la baja densidad de un gas (comparado con un sólido), los detectores gaseosos tienen baja eficiencia para detectar rayos X o  $\gamma$  (típicamente del orden de 1%), pero detectan prácticamente todas las radiaciones alfa y beta que logren traspasar las paredes del recipiente. En un detector gaseoso puede usarse cualquier gas (incluso aire).

Normalmente se usa una mezcla de gas inerte (por ejemplo 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, estos se dirigen a los electrodos correspondientes gracias a la aplicación de un alto voltaje. Sin el alto voltaje, 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 producir a su vez 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 3.2**, 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.

Número de iones colectados



**Figura 3.2 Regiones para un detector típico**

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 que se recombinen. Por el peligro de perder información, esta región normalmente no se usa.

En la región 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 es debido a que 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 3.2**.

Los pulsos son grandes por la gran cantidad de iones colectados, pero se pierde la dependencia en la ionización primaria. 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 un voltaje alrededor de los 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.[6]

### **3.3. CIRCUITOS ASOCIADOS A LOS DETECTORES.**

Los detectores gaseosos deben ir asociados a un circuito electrónico externo para convertir la corriente producida a una forma útil o fácil de interpretar. Son tres las modalidades más usadas.

La modalidad más común es para producir pulsos individuales. En este circuito, la capacidad del detector y de un condensador externo se seleccionan para dar un valor determinado de crecimiento y decaimiento del pulso. Posteriormente, los pulsos van a un amplificador y a un circuito de salida.

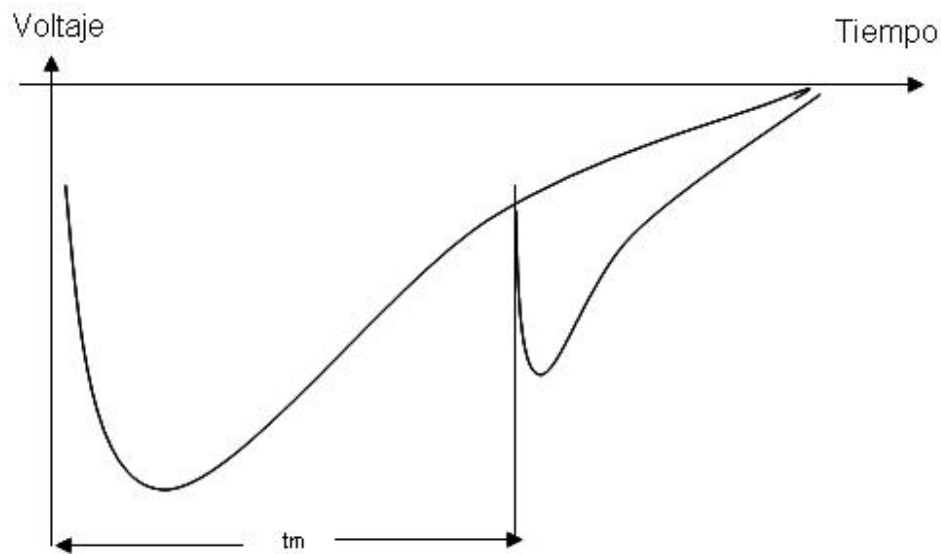
Frecuentemente este circuito de salida es un monitor portátil en el cual la lectura aparece como una aguja que se desplaza sobre una escala en una carátula que es un medidor de corriente eléctrica. La escala está calibrada de manera que uno lee directamente en unidades un microprocesador, en los cuales la lectura es digital. Uno puede entonces seleccionar las unidades deseadas de dosis, o bien puede contar los pulsos individuales (escalador).

En la modalidad de corriente promedio, se conecta un electrómetro sensible a la salida del detector, para dar directamente la lectura, generalmente del orden de  $10^{-8}$  a  $10^{-13}$  amperes.

Cuando se usa como cámara integradora, la carga producida en el detector, se almacena en un condensador. La carga acumulada en un corto intervalo de tiempo se registra posteriormente al descargar el condensador.

### 3.4 TIEMPO MUERTO DE UN DETECTOR

El pulso eléctrico en un detector Geiger-Müller, tiene una forma característica que se muestra en la **Figura 3.3**, que es una gráfica del voltaje en el ánodo contra el tiempo.



**Figura 3.3 Diagrama de tiempo muerto**

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 hay cierta probabilidad de que llegue una radiación antes de que el detector se restablezca de la anterior, o sea dentro del tiempo muerto, en cuyo caso 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 si no hubiese tiempo muerto. La corrección se hace aplicando la fórmula:

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

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 que las unidades deben de ser congruentes. Por ejemplo, si las unidades de razón de conteo son cuentas/s, el tiempo muerto debe expresarse en segundos.

Si la rapidez de conteo (razón de conteo) es muy alta, por ejemplo si uno acerca demasiado el detector a la fuente radiactiva, hay la posibilidad de que deje de contar. Esto es debido 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. Esta es condición peligrosa porque el detector puede no contar nada a pesar de estar dentro de un campo de radiación muy intenso.

### 3.5 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 rápida, disminuyendo el tiempo muerto.

El material que produce el destello se llama cristal de centelleo. Se selecciona para que tenga una alta eficiencia de 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 muy 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 estilbena. 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.

El contacto debe ser óptico (por ejemplo con gasa 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.

### **3.6 DOSÍMETROS TERMOLUMINISCENTES**

Los dosímetros termoluminiscentes almacenan la energía que les proporciona una radiación, en forma de excitación de los átomos. Si se les calienta, emiten luz visible, el total de la cual es una medida de la dosis total recibida. Algunos materiales pueden almacenar energía miles de años. Otros, como el



fluoruro de litio (LiF), se emplean como dosímetros de bolsillo. Por las características físicas y confiabilidad en la medición de las dosis, su uso es generalizado. El servicio de dosimetría personal se proporciona al Personal ocupacionalmente expuesto (POE) mensualmente.

La película fotográfica desde luego es uno de los detectores de radiación más conocidos. Es altamente sensible. La absorción de radiación o de luz por los cristales de bromuro plata (AgBr), dan lugar a pequeñas partículas de plata que forman una imagen latente. Al ser revelada la película, aparece la imagen. El grado de ennegrecimiento depende de la dosis recibida, y puede ser calibrado con dosis conocidas. Es bien conocida la utilidad de las radiografías que emplean placas fotográficas.

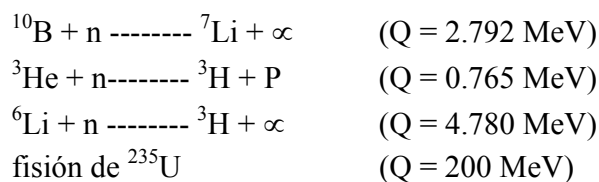
### 3.7 DETECTORES DE NEUTRONES

Como ya se vio previamente, los neutrones en sí no producen ionizantes en los materiales. La producen los núcleos a los cuales los neutrones les transmiten energía, ya sea por dispersión elástico 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 de 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 en 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 (sección eficaz) y por suceder que pueden ser más fácilmente integrados en los detectores conocidos, son los siguientes:



El valor Q de la reacción nuclear es aproximadamente igual a la energía que se reparten los productos de las reacciones. En el primer caso, por ejemplo, el  ${}^7\text{Li}$  y la partícula  $\alpha$  se reparten aproximadamente 2.792 MeV, cantidad considerable de energía, que puede ser detectada en un detector convencional.

El detector más común de los neutrones lentos es un contador proporcional o Geiger que contiene en el gas una proporción alta del gas  $\text{BF}_3$  (trifluoruro de boro). De preferencia este gas está enriquecido en el isótopo  ${}^{10}\text{B}$  para provocar la primera de las reacciones (el boro natural tiene dos isótopos, el 10 y el 11). Las partículas de  $\text{Li}$  y  $\alpha$  generadas producen los pulsos eléctricos.

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

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. Este generalmente es en forma de esfera o de cilindro de unos 30 cm de diámetro. Este importante hacer notar que si el moderador se separa del detector, éste deja de ser sensible a los neutrones rápidos.

---

## **CAPÍTULO 4 SEGURIDAD RADIOLÓGICA**

### **4.1 LIMITES DE DOSIS**

La Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) y la International Commission on Radiological Protection (ICRP) son los organismos que establecen y regulan las actividades en el uso de materiales radiactivos. 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 CNSNS para cada circunstancia, en el anexo I se encuentra el Reglamento General de Seguridad Radiológica.

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. La ICRP ha diferenciado dos tipos de efectos inducidos por la radiación: los estocásticos (casuales) y los no estocásticos.[3]

Los efectos estocásticos son aquellos en los que la probabilidad de que sucedan aumenta con la dosis, y no se reconoce que haya un umbral para que se presenten. Se consideran estocásticos la inducción de cáncer y los efectos genéticos. La protección radiológica trata de limitar hasta donde sea posible los efectos estocásticos, manteniendo las dosis lo más bajas posible.

En los no estocásticos la severidad del efecto es función de la dosis, y existe un umbral por debajo del cual no se detectan. Algunos ejemplos son las quemaduras, los daños a los vasos sanguíneos, y los efectos gastrointestinales. Para estos casos la protección consiste en prevenir los efectos, 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. Está definido en base a limitar los efectos estocásticos para irradiación de cuerpo entero; se ha fijado en 50 mSv (5 rem) por año. Para efectos no estocásticos en la mayoría de los tejidos, es 10 veces mayor.

Usaremos el límite de dosis equivalente (LDE) de 50 mSV (5rem)/año para el 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  $\mu$ 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 e 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 llegar al valor semanal recomendado. Nótese que esta precaución no es para que los efectos de la radiación se eliminen de alguna manera; es para no exceder una cierta probabilidad de que se presenten efectos estocásticos.

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

## 4.2 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 1.0mSv (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 2000 metros sobre el nivel del mar, aumenta a 1 mSv/año, mientras que a 5000 metros llega a 3 mSv/año. En un viaje aéreo trasatlántico se recibe aproximadamente a 0.05 mSv.

Otra fuente natural de radiación, son ciertos elementos radiactivos que están presentes en cualquier mineral, como el uranio, el torio y el potasio 40 ( $^{40}\text{K}$ ). 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 minerales. 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 falla 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.[8]

### 4.3 RIESGOS POR RADIACION EXTERNA

Se entiende por radiación externa la que recibe el organismo debido a fuentes exteriores a él, generalmente selladas.

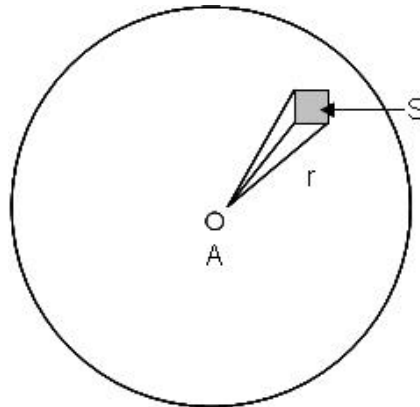
El personal ocupacionalmente expuesto debe saber que la forma en que recibe las dosis de radiación es por este medio. La dosis recibida dependerá del tipo de radiación y de su energía (por lo tanto de su poder de penetración). En general los emisores de partículas alfa no se consideran de riesgo externo importante porque éstas no penetran sino unas micras en 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 de considerar, por el poder de penetración mayor en los tejidos, 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.

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 rapidez de dosis (o 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/h durante tres horas de trabajo, acumulará una dosis de 0.3 mSv.

Para tomar en cuenta el efecto de la distancia, considérese una fuente puntual de actividad a que emite radiación uniforme en todas direcciones. Ver figura 4.1.



**Figura 4.1 Flujo ( $\phi$ ) en el área (S)**

Consideremos por el momento que la radiación viaja en línea recta, o sea sin tomar en cuenta dispersión de Compton en el caso de los rayos  $\gamma$  o dispersión elástica en el caso de neutrones. 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:

$$\phi = \frac{A}{4\pi r^2}$$

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.

Vamos ahora 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  $^{137}\text{Cs}$  ( $E = 0.662\text{ MeV}$ ) de 1 Ci, y que la persona se encuentra a 1 m de distancia. A través de cada  $\text{cm}^2$  de la persona pasará un flujo de:

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

$$\phi = 2.94 \times 10^5 \text{ cm}^{-2} \text{seg}^{-1}$$

Como cada rayo gamma lleva 0.662 MeV = 1.059 x 10<sup>-6</sup> ergs, el flujo de energía es

$$\begin{aligned} \phi E &= 2.94 \times 10^5 \frac{1}{\text{cm}^2 \text{seg}} \times 1.059 \times 10^{-6} \text{ ergs} \\ &= 0.312 \text{ ergs} / \text{cm}^2 \text{seg} \end{aligned}$$

Ahora bien, para saber cuánta de esa 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 cm<sup>2</sup> g<sup>-1</sup>. El resultado es precisamente la razón de dosis absorbida:

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

Como 1 rad = 100 erg/gr, se puede expresar como 0.0000998 rad/seg. Si se desea en unidades de rad/h, se multiplica por 3600 seg/h.

$$\frac{D}{t} = 0.0000998 \frac{\text{rad}}{\text{seg}} \times 3600 \frac{\text{seg}}{\text{h}} = 0.36 \frac{\text{rad}}{\text{h}}$$

Por lo tanto la razón de dosis absorbida por una persona a un metro de una fuente de <sup>137</sup>Cs de 1 curie es de 0.36 rad/h. Como se trata de rayos γ, el factor de calidad Q = 1, así que la razón de dosis equivalente absorbida es de 0.36 rem/h. Esta cantidad se llama constante gamma (Γ) para Cs, y se acostumbra darla en unidades de

$$\frac{\text{rem}}{\text{h Ci}} \text{ a 1 m}$$

La constante γ resulta útil en la práctica para estimar la dosis recibida por una persona a cualquier distancia de una fuente de <sup>137</sup>Cs de cualquier intensidad. Se multiplica por la intensidad de la fuente y se divide entre el cuadrado de la distancia, de acuerdo a la siguiente fórmula:

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

En donde  $D/t$  es la razón de dosis equivalente en rem/h,  $A$  es la actividad en curies, y  $r$  es la distancia en metros. Por ejemplo, si se desea la dosis equivalente recibida por una persona a 5 m de una fuente de 0.5 Ci, resulta ser  $0.36 \times 0.5/25 = 0.0072$  rem/h, o bien 7.2 mrem/h.

Esta constante  $\Gamma$  fue calculada para el  $^{137}\text{Cs}$ , pero es posible hacerlo para cualquier emisor de rayos  $\gamma$ . El valor numérico de la constante es diferente para cada emisor. En la **Tabla 4.1** se dan los valores de la constante para algunos emisores más comunes de rayos gamma:

**Tabla 4.1 Valores de la constante  $\Gamma$**

Emisor	Constante $\Gamma$ en rem/h Ci a 1m
$^{22}\text{Na}$	1.29
$^{60}\text{Co}$	1.35
$^{131}\text{I}$	0.24
$^{137}\text{Cs}$	0.36
$^{226}\text{Ra}$	0.84

Otra fórmula práctica y equivalente a la anterior es:

$$\frac{D}{t} = \frac{ME}{6r^2}$$

En donde la razón de dosis  $D/t$  está en  $\mu\text{Sv/h}$ ,  $M$  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,  $\mu$  es el coeficiente de atenuación, y  $x$  es el grueso del blindaje. Se acostumbra emplear el coeficiente másico de atenuación  $\mu/\rho$ , cuyas unidades son  $\text{cm}^2/\text{g}$ , dividiendo  $\mu$  entre la densidad del material. Entonces en lugar de  $x$  se usa el producto  $\rho x$  de unidades  $\text{g}/\text{cm}^2$ . En la



**Tabla 4.2** se dan los coeficientes másicos de atenuación para algunos materiales comunes y para dos energías distintas de rayos  $\gamma$ :

Material  $\mu/\rho$  en  $\text{cm}^2/\text{g}$

**Tabla 4.2 Coeficientes másicos de atenuación**

Material	E = 0.66 MeV	E = 1.33 MeV
Aire	0.078	0.055
Agua	0.087	0.060
Aluminio	0.077	0.055
Plomo	0.100	0.056
Fierro	0.73	0.053
Concreto	0.078	0.055

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 mediante la fórmula  $X_{1/2} = (\ln 2)/\mu = 0.693/\mu$ . 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:

$$\frac{D}{t} = \left( \frac{\Gamma A}{r^2} \right) \left( \frac{1}{2^n} \right)$$

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

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.

Por esta razón, hay una intensificación (Build up) 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 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 matemáticamente es 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 (build up factor) que se multiplica por la razón de dosis calculada para corregirla hasta donde sea posible:

$$\frac{D}{t} = \left( \frac{\Gamma A}{r^2} \right) \left( \frac{1}{2^n} \right) B$$

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.

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

$$\phi = \frac{A}{4\pi r^2} = \frac{10^9}{12.57 \times (1)^2} = 7.96 \times 10^7 \text{ nm}^{-1} \text{ seg}^{-1}$$

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

#### 4.4 PROTECCIÓN CONTRA LA RADIACIÓN EXTERNA

Como ya se mencionó, las medidas 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 como 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 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 o se puede usar.

Las fuentes deberán estar dentro de su contenedor o blindaje siempre que no estén 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.

#### **4.5 RIESGOS 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 betas constituyen en este caso un alto riesgo, pues una pequeña cantidad de material emisor puede depositar una dosis alta muy localizada. Las propiedades químicas de la sustancia ingerida afectan la dosis producida.

Por ejemplo, una sustancia química que se elimina con la orina sólo permanecerá en el cuerpo unas horas, pero una que se fija en los huesos permanecerá toda la vida del individuo. La vida media también es importante cuando la sustancia se fija en el organismo.

Cabe señalar que las fuentes radiactivas se clasifican en fuentes encapsuladas o selladas y fuentes abiertas o no selladas; las primeras son aquellas en las que el material radiactivo está contenido dentro de una envoltura de suficiente resistencia mecánica, para impedir que se establezca contacto con el radionúclido o que la sustancia radiactiva se disperse en las condiciones previsibles de utilización y desgaste. Una fuente abierta es toda fuente que no está sellada y que en las condiciones normales de uso puede producir contaminación, es decir, que existe el riesgo de que parte del material radiactivo tenga contacto físico no deseado con cuerpos o materiales del medio que lo rodea.

Respecto a los riesgos antes mencionados, puede decirse que una fuente encapsulada, durante su uso normal, sólo produce riesgo de irradiación externa mientras no pierda hermeticidad su envoltura, mientras una fuente abierta producirá riesgo de irradiación interna pues la posibilidad de una contaminación y posterior ingestión o inhalación es mucho mayor.

## 4.6 MEDIDAS DE PROTECCIÓN CONTRA LA IRRADIACIÓN INTERNA

La aplicación de las normas de protección radiológica, se inician desde la selección de la sustancia radiactiva y los procedimientos de trabajo, escogiendo siempre los que presenten menor riesgo; así mismo, la selección y disposición de los lugares de trabajo, así como las características del mobiliario, acabados, pisos, paredes, etc., deben realizarse pensando en las normas de protección y previniendo las contaminaciones potenciales a fin de que los materiales empleados sean de tal naturaleza que faciliten la remoción de la contaminación.[2]

Las medidas de precaución, deben ser congruentes con el riesgo, pues éste depende del radionúclido que se maneje, de su radiotoxicidad, de la cantidad que emplea y de su forma física y química; así, por ejemplo, la manipulación de gases y polvos finos requieren de precauciones especiales y más rigurosas que la de líquidos y sólidos no pulverizados. Los radionúclidos se clasifican según su radiotoxicidad por unidad de actividad en cuatro categorías: muy alta, alta, moderada y baja. Las condiciones de la instalación permiten manejar ciertas cantidades límite de cada categoría.

Como se mencionó en el punto 4.5 del presente documento, los riesgos de irradiación interna se presentan durante el manejo de fuentes abiertas o no encapsuladas, adicionalmente al riesgo de irradiación externa que se presenta con fuentes radiactivas.

Al igual que para las fuentes selladas, todo recipiente que contenga una fuente, tendrá una etiqueta donde se especifica el contenido, su forma física y química, la actividad o la concentración de actividad y su masa o volumen, así como la fecha en que es válida. Las operaciones con fuentes abiertas deberán planearse y organizarse de manera que se evite o limite la dispersión del material radiactivo. Los procedimientos para ello, dependerán de la naturaleza física del material y del tipo de operaciones o manipulaciones requeridas por el proceso.

En términos generales, puede decirse que conviene evitar todo el desplazamiento de personas y materiales que no sean necesarios; todo el material de vidrio, equipo o instrumentos que se utilice con el material radiactivo, deberá marcarse para reconocerlo y tomar las precauciones pertinentes, como evitar que se traslade a zonas donde no se debe manejar.

Cada zona de la instalación donde se maneje material radiactivo (zona activa o caliente), deberá estar debidamente señalizada, para advertir la presencia de dicho material o radiaciones; bien delimitada y si se justifica, deberá haber puestos de control y vigilancia radiológica en los puntos de acceso a dicha zona.

Todos los procedimientos o técnicas por aplicar, deberán someterse a un análisis de riesgos y ser aprobados por el encargado de seguridad radiológica antes de su ejecución; de ser posible, conviene hacer ensayos previos con sustancias inertes a fin de adquirir la habilidad suficiente, medir tiempos de exposición y prever lo necesario para minimizar los riesgos y disponer las medidas correctivas pertinentes en caso de accidente.

#### **4.7 PRUEBA DE FUGA**

La prueba de fuga es el método más usado para determinar si un área o zona esta contaminada, debido a que con monitores, únicamente se detecta la presencia de radiaciones independientemente de ser causada por contaminación o por irradiación. Como este método es general, también es ampliamente aplicado en las fuentes selladas para verificar su integridad, esto es, el envoltorio de las fuentes puede tener alguna fisura y entonces, la contaminación puede extenderse y llegar a la superficie externa del contenedor y de allí pasar a otros cuerpos.

Por lo anterior, para las fuentes selladas es recomendable, y así lo exige la CNSNS, que se realicen estas pruebas cada seis meses, cuando exista un accidente donde estén involucradas fuentes radiactivas o cuando el encargado de protección radiológica lo juzgue pertinente. Estas pruebas deberán ser hechas en las partes más cercanas al lugar donde estén alojadas las fuentes y donde puede tener acceso un algodón con unas pinzas, sin que haya riesgo de irradiarse; es decir, sin que se pierda la protección del blindaje. Además, si la fuente es móvil, se deberá efectuar la prueba en la(s) zona(s) donde la fuente radiactiva quede más cercana al medio exterior y donde haya riesgo de fisura por movimiento rudo, fricción, etc. Antes de efectuar una prueba de fuga, es indispensable cerciorarse que la fuente radiactiva esté dentro de su contenedor para evitar todo riesgo de exposición innecesaria.

Al efectuar la prueba de fuga, lo que se intenta es coleccionar material radiactivo de una cápsula que haya perdido su hermeticidad. Cuando la cantidad de material radiactivo coleccionada sea mayor que 185 Bq ( $5 \times 10^{-6}$  mCi), se considera que existe fuga de material radiactivo. En ese caso la fuente deberá ser retirada de servicio y eliminarse como deshecho. En caso de duda, deberá repetirse la prueba las veces necesarias, tomando en cuenta que cada vez que sea realizada una prueba, se tendrán lecturas menores por dilución de la fuente de contaminación.[10]

Existen varios métodos para efectuar pruebas de fuga. A continuación se describen dos de ellos:

- 1) **Prueba de Frotis.** Limpiar bien todas las superficies externas de la fuente con un pedazo de algodón o cualquier otro material absorbente, humedecido con un disolvente que no ataque al material de que están hechas las fuentes (generalmente es agua) y que sea efectivo para eliminar el material involucrado. En caso de que la actividad que se encuentre al “leer” el algodón sea menor a  $5 \times 10^{-6}$  mCi, se considerará que la fuente está libre de contaminación superficial.
- 2) **Prueba de inmersión.** Sumerja la fuente en un disolvente que no ataque al material de que están hechas las superficies exteriores de la fuente, y el que, bajo condiciones de esta prueba haya demostrado ser efectivo para eliminar el radionúclido involucrado. Caliente hasta  $50^{\circ}\text{C} \pm 5^{\circ}\text{C}$  durante 4 hrs. Quite la fuente y mida la actividad total del líquido. Si la actividad total del líquido es menor a  $5 \times 10^{-6}$  mCi, la fuente se considera sin fugas.

## 4.8 CONTAMINACIÓN

En este contexto se entiende por contaminación radiactiva la presencia indeseable de sustancias radiactivas sobre o dentro de personas, objetos, etc. El Organismo Internacional de Energía Atómica en su publicación No. 48 de la serie Seguridad, da como valores comúnmente usados de contaminación superficial máxima permisible, el de  $10^{-8}$  mCi/cm<sup>2</sup> para emisores alfa y de  $10^{-7}$  para emisores  $\beta$  o  $\gamma$ .

Sin embargo, también pueden establecerse otros límites máximos permisibles para contaminación superficial de materiales dentro de áreas controladas, dependiendo de las condiciones de trabajo.

Entre las fuentes de contaminación más frecuentes se tienen:

- 1) Salpicaduras en los laboratorios proveedores de isótopos para radioterapia.
- 2) Acarreo de material radiactivo y extracción de su contenedor de transporte en radiografía Industrial.
- 3) Manejo de fuentes abiertas en radioterapia.
- 4) Emisión accidental de isótopos en estado gaseoso, centrales nucleares.

## 4.9 ELIMINACIÓN DE LA CONTAMINACIÓN

La contaminación radiactiva no se puede eliminar, únicamente la remueve cambiándola de ubicación o alterando su forma química.

Los métodos de eliminación de la contaminación son físicos y químicos; entre los primeros se tienen la limpieza por vacío, remoción húmeda o seca por medio de abrasivos y cepillo por acción de vapor; entre los químicos se incluye el uso de ácidos, álcalis, humectantes, intercambio iónico, etc.[10]

Una disolución eliminadora de la contaminación deberá tener:

- 1) Un poder humectante rápido y completo.
- 2) Capacidad de absorción para asegurar un cambio iónico completo.
- 3) Acción complejante del contaminante.

Los siguientes principios se aplican a cualquier procedimiento de eliminación de la contaminación.

- a) Los métodos de eliminación de contaminación húmeda deberán preferirse a los secos.
- b) Los métodos de eliminación de contaminación suave deberán intentarse antes que los fuertes que puedan dañar la superficie.
- c) La eliminación de contaminación deberá realizarse lo más rápido posible para prevenir la fijación y los riesgos de irradiación.
- d) Prevenir el esparcimiento de la contaminación.

La eliminación de contaminación puede dividirse en:

- Personal
- Vestimenta
- Equipo
- Áreas

Es obligación contar con el equipo detector de radiación, para en primer término localizar el área contaminada y aislar el sitio. A continuación se describe un procedimiento propuesto para la eliminación de la contaminación del personal:



- a) Deberá lavarse primero a chorro de agua con jabón suave. Si la contaminación está localizada, deberá marcarse la zona afectada y limpiarla con algodón a fin de prevenir una diseminación de la contaminación.
- b) Si las lavadas repetidas fallan, se usarán detergentes y agentes humectantes, debiendo hacerlo escasamente. Nunca se usan disolventes orgánicos ya que pueden provocar que el material radiactivo penetre en la piel causando contaminación interna.
- c) Si la contaminación aún persiste, puede aplicarse pasta de dióxido de titanio con el subsecuente lavado con agua y jabón.
- d) Solución EDTA (sal disódica del ácido etiléndiaminotretacético), es el siguiente intento, después del cual el área debe ser enjuagada completamente.
- e) Como última alternativa, puede usarse una disolución saturada de permanganato de potasio, bajo la vigilancia de un experto en seguridad radiológica. Después, se deberá lavar con jabón suave y agua y enjuagar abundantemente. La mancha provocada por el permanganato puede eliminarse usando una disolución de bisulfito de sodio al 5%.
- f) Para eliminar contaminación en la cara, deberán usarse cantidades abundantes de jabón suave y agua. Se tomará extremo cuidado para prevenir que el líquido contaminado penetre en los ojos, nariz, labios y oídos. Todos los casos de contaminación de cara, deberán remitirse al médico.
- g) Después de llevar a cabo el paso anterior, se aplicará crema de lanolina para suavizar la piel y prevenir el agrietamiento.
- h) En el caso de la contaminación del cabello se puede usar repetidas ocasiones un shampoo para el cabello, debiendo poner atención especial para prevenir que la jabonadura y agua penetre a los ojos, nariz, oídos y boca. La disolución de permanganato de potasio no deberá usarse para el cabello ya que puede provocar decoloración prolongada.
- i) Para casos de eliminación de la contaminación de emergencia en personas dañadas o no, ésta debe llevarse a cabo, en lo posible, en un sitio donde existan las instalaciones adecuadas para ello, tal como sucede en áreas de suministro de material de radioterapia, centros de investigación o en centrales nucleares. Debe darse rápida atención para salvar vidas si acompañan graves daños a la contaminación. Las medidas para salvar vidas pueden efectuarse bajo la vigilancia de un experto en seguridad radiológica y por personal médico. Estas operaciones deberán efectuarse de modo rápido y eficiente como sea posible, para permitir una ágil transportación al hospital si esta acción se amerita.

## **CAPÍTULO 5 EFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIACIONES**

### **5.1 INTRODUCCIÓN**

Como muchos otros agentes biológicos, físicos y químicos las radiaciones ionizantes producen daño orgánico, por lo que es importante hacer un uso adecuado de ellas.

Los daños se producen en los organismos en virtud de que la radiación interacciona con la materia viva, provocando en ella principalmente el fenómeno de ionización, ocasionando cambios importantes a nivel de células, de tejidos de órganos y en el individuo en su totalidad.

El tipo de daño, así como su magnitud, dependen del tipo de radiación y su energía, de la dosis absorbida, de la zona afectada, y del tiempo de exposición. La capacidad de recuperación dependerá además de la edad del individuo, de su estado físico y de su capacidad de recuperación.

En base a cien años de uso de las radiaciones, a la observación de la respuesta de diferentes organismos sometidos a tratamiento médico, y al estudio de accidentes, se tiene ahora caracterizados los efectos biológicos y por lo tanto se cuenta con los elementos para la prevención del riesgo.

### **5.2 DAÑO BIOLÓGICO POR RADIACIONES**

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 ésta manera.

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

El período entre el instante de la radiación y la manifestación de los efectos se conoce como período latente. En base a esto se puede clasificar los daños biológicos como agudos (a corto plazo), que aparecen en cosa de minutos, días o semanas, y los 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 observará ninguna respuesta clínica. Al aumentar a dosis mayores el organismo va presentando diferentes manifestaciones hasta llegar a la muerte. La dosis letal media, es aquella a la cual el 50% de los individuos irradiados mueren, es de 4Sv (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. Por ejemplo, una persona podría recibir 10 Sv (1000 rem) en un brazo y experimentar una lesión local, pero esa misma dosis a cuerpo entero le causaría inexorablemente la muerte.[1]

### **5.3 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. Con esto provoca un aumento o disminución de volumen. En ambos casos la célula no muere, pero sus funciones de multiplicación no se llevan a cabo. En el caso que el daño sea generalizado la célula puede morir.

En el caso en que la interacción suceda 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 si produce alteraciones en el funcionamiento de las células. La situación más crítica se presenta cuando se forma el hidroxilo ( $HO\cdot$ ), el cual produce un envenenamiento.

Cuando la radiación ionizante llega hasta el núcleo de la célula, puede producir alteraciones de los genes e inclusive el rompimiento de los cromosomas (del ADN), 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 ovulo) podrá manifestarse en individuos de futuras generaciones.

#### **5.4 RADIOSENSIBILIDAD**

La respuesta a la radiación de las diferentes células o tejidos de un organismo, difieren en relación a su función. Esta propiedad se conoce como radiosensibilidad celular y se ha establecido que es directamente proporcional a la capacidad de reproducción y varía inversamente al grado de diferenciación. Depende también del estado metabólico de la célula, de la etapa de división celular y de su estado de nutrición. En los tejidos en los que células son más activas y de crecimiento mas rápido son más radiosensibles; los tejidos y células menos especializadas o menos diferenciadas, tienden a ser más vulnerables a la radiación. Sobre esta base, en los mamíferos, la médula ósea roja, el tejido linfático, las células sanguíneas, las células que recubren la pared intestinal y los órganos reproductores, están entre los más sensibles. Músculo y células óseas están entre los menos sensibles. [1]

Al irradiarse la médula ósea y la sangre, se puede presentar, dependiendo de la dosis, una baja en los glóbulos blancos, lo que se conoce como leucopenia. A dosis severas la baja de glóbulos blancos se lleva a cabo en la primera semana; unas semanas después, aparece una disminución de los glóbulos rojos, es decir se presenta lo que conocemos como anemia.

La caída en el número de plaquetas afecta a la coagulación sanguínea, y la anemia causa debilidad general del individuo, y su recuperación se logra si el daño a la médula ósea no es muy importante. Cuando el daño medular es grave, los efectos pueden ser permanentes.

Siendo el bazo el que contiene la mayor cantidad de tejido linfático y, a su vez, un productor de glóbulos blancos y un almacén importante de glóbulos rojos, se le considera como un órgano de los más radiosensibles. Después de una irradiación aguda, los ganglios linfáticos son los primeros en mostrar signos de hemorragia e infección.

La radiosensibilidad de los distintos órganos que forman el tubo digestivo varía considerablemente. El intestino delgado es muy sensible mientras que el estómago y el esófago son más resistentes. Los primeros síntomas de daño al tubo

digestivo son náuseas y vómito. Los efectos iniciales, impiden la secreción y la reproducción celular normal. Las células son desprendidas de las paredes y desechadas. La exposición del tejido bajo la capa superficial puede presentar ulceraciones. La muerte puede sobrevenir por infección, falla en la absorción de los alimentos o deshidratación por diarrea.

Los órganos reproductores son la fuente de las células germinales; el daño de ellas, puede ocasionar efectos somáticos y hereditarios. La respuesta de las células germinales difiere un poco en el hombre y en la mujer. Si la dosis es muy alta, el resultado será la esterilidad. En el hombre las células principalmente afectadas por la radiación son los espermatozoides, y con una dosis tan baja como la de 300 mSv (30 rems), puede ya ocasionarse una alteración transitoria de la fertilidad y con una dosis de 6 Sv (600 rems) o más, la esterilidad que se produce es permanentemente. No resultan, sin embargo, afectadas ni la masculinidad ni la potencia sexual. A diferencia del testículo, el ovario no forma nuevas células germinales. En el momento del nacimiento, estos órganos se hallan provistos de un determinado número de células primitivas, denominadas ovocitos, y que posteriormente se transforman en óvulos. La radiación reduce el número de ovocitos primitivos, llegando hasta producir la esterilidad. Dosis de 3 Sv (300 rems) ya provocan alteraciones transitorias en la fertilidad y con 8 Sv (800 rems), se produce la esterilidad permanente.

La médula espinal y los nervios periféricos son muy radioresistentes, pero el cerebro es más sensible de lo que generalmente se supone. El efecto de la radiación puede ser directo o a través del daño en los vasos sanguíneos y su falta de irrigación.

La acción de la tiroides está íntimamente relacionada con la glándula hipófisis y las suprarrenales. El daño a la tiroides o las otras dos glándulas, tiene un efecto grave sobre el organismo. El tejido tiroideo es radioresistente a la radiación externa pero puede dañarse seriamente con la radiación interna por radioyodo ya que este se concentra en ella. El daño ocasiona una disminución en la producción de tiroxina que da lugar a bajo metabolismo basal. Esto disminuye el consumo de oxígeno a nivel de tejido muscular y afecta seriamente la salud.

La radiación afecta al ojo provocando una inflamación aguda en la conjuntiva y en la córnea. Sin embargo, la parte más sensible es el cristalino y la lesión característica de la irradiación es la catarata, provocada por alteraciones degenerativas de las fibras transparentes que constituyen esta lente orgánica. La formación de cataratas es un efecto somático tardío.

Órganos como los pulmones, el hígado, la vesícula biliar y los riñones, son generalmente poco sensibles a la radiación externa; el daño principal viene, como

en el caso de la tiroides, por la radiación interna. El corazón y los vasos sanguíneos se dañan seriamente sólo con muy altas dosis de radiación.

La piel se daña fácilmente, pero tiene una gran capacidad de regeneración; cada una de las estructuras de la piel muestra diferente sensibilidad a la radiación. Las radiaciones menos penetrantes son las que producen mayor grado de enrojecimiento. Uno de los peligros críticos de irradiación a la piel es la aparición del cáncer.

## 5.5 CLASIFICACIÓN DE LOS EFECTOS BIOLÓGICOS

En 1984 la ICPR en su documento ICRP-41 establece el último concepto en la clasificación de los efectos, basado en la probabilidad de ocurrencia: los efectos estocásticos y los deterministas (no estocásticos).

Los efectos estocásticos son aquellos en los que la probabilidad de ocurrencia se incrementa con la dosis recibida, así como el tiempo de exposición. No tienen una dosis umbral para manifestarse. Puede 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.

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 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 en la **Tabla 5.1**. El daño a los genes de una célula somática puede producir daño a una 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.[4]

En los efectos deterministas (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 las dosis se llega a niveles en que empiezan a evidenciarse, hasta llegar a situaciones de gravedad.

Los efectos deterministas son consecuencia de la muerte celular, la cual si la dosis es suficientemente grande, produce una pérdida grande de células suficiente para alterar la función de órganos y tejido ver **Tabla 5.2**

Síndrome de irradiación aguda es el conjunto de síntomas por la exposición del cuerpo, total o una gran porción de él, a la radiación. Consistente de náusea, vómito, anorexia (inapetencia), pérdida de peso, fiebre y hemorragia intestinal. Según su período 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 las siguientes tablas. 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 de tracto gastrointestinal, el funcionamiento anormal de los órganos hematopoyéticos (médula ósea roja y bazo), o alteraciones funcionales del sistema nervioso y de otros sistemas.

Los efectos diferidos pueden ser la consecuencia de una sola exposición intensa o de una exposición por largo tiempo. Entre estos 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 originado en el pulmón, las anemias plásticas ocasionadas por radiolesiones del médula ósea y la leucemia. En el **Tabla 5.3** se presenta un resumen total de daños al organismo por irradiación.[4]

**Tabla 5.1 Radiosensibilidad de los tejidos a la irradiación aguda**

<b>Dosis aguda En rem (Sv)</b>	<b>Efectos en el hombre</b>
25 a 50 (0.25 a 0.5 Sv)	Muerte inmediata de algunos linfocitos. Disminución temporal de ciertos tipos de células de la médula ósea. Lesión temporal de los elementos reproductivos del testículo.
Unos 500 (5 Sv)	DL <sub>50</sub> para el hombre. Lesión de todos los elementos de la médula ósea. Lesión de la mucosa del intestino delgado. Esterilidad masculina permanente.
Unos 1000 (10 Sv)	Lesiones agudas en la piel.
Más de 2000 (20 Sv)	Zona radioterapéutica (irradiación de volúmenes limitados de tejido) Lesiones renales. Lesiones de los vasos sanguíneos.

**Tabla 5.2 Efectos deterministas**

<b>Dosis aguda</b>	<b>Efecto probable</b>
0 a 25 rems (0 a 0.25 Sv)	Ninguna lesión evidente
25 a 50 rems (0.25 a 0.5 Sv)	Posibles alteraciones en la sangre, pero ninguna lesión grave.
50 a 100 rems (0.5 a 1 Sv)	Alteraciones de las células sanguíneas. Alguna lesión. Ninguna incapacitación.
100 a 200 rems (1 a 2 Sv)	Lesión. Posible incapacitación.
200 a 400 rems (2 a 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.



**Tabla 5.3 Resumen de los efectos probables de la irradiación total del organismo**

<b>Dosis ligera</b>		<b>Dosis moderada</b>		<b>Dosis semi-mortal</b>		<b>Dosis mortal</b>	
0 a 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 roentgen.	Náuseas y vómitos en las primeras 24 horas.	Náuseas y vómitos al cabo de 1 a 2 horas.	Náuseas y vómitos al cabo de 1 a 2 horas.	
Probablemente ningún efecto diferido.		Ningún otro efecto clínicamente detectable.	Alteraciones sanguíneas marcadas con restablecimiento diferido.	A continuación, un período latente de una semana, caída del cabello, pérdida del apetito, debilidad general y otros síntomas como irritación de garganta y diarrea.	Tras un período latente de una semana, caída del cabello, pérdida del apetito y debilidad general con fiebre.	Corto período latente a partir de la náusea inicial.	
		Posibles efectos diferidos, pero muy improbables efectos graves en un individuo medio.	Probable acortamiento de la vida.	Posible fallecimiento al cabo de 2 a 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, epistaxis y rápida extenuación hacia la 4ª Semana.	Fiebre, rápida extenuación y fallecimiento incluso en la segunda semana.	
					Algunas definiciones a las 2 a 6 semanas. Mortalidad probable del 50%.	Finalmente, fallecimiento probable de todos los individuos irradiados.	

## **CAPÍTULO 6 DOSIMETRÍA PERSONAL**

### **6.1 INTRODUCCIÓN**

La dosimetría de la radiación, es un concepto muy amplio y tiene como objeto principal, determinar la energía que las radiaciones ionizantes suministran por unidad de masa de material irradiado. Este material, frecuentemente es tejido biológico como en el caso de experimentos de radiobiología, en radioterapia, en protección de personas contra los efectos dañinos de las radiaciones y en problemas de tecnología, tales como determinación de dosis para conservación de alimentos, esterilización de productos médicos, activación de procesos químicos, cambios estructurales de los plásticos, etc.[4]

Enfocada la dosimetría a la protección radiológica personal, implica la necesidad de una vigilancia y control de las cantidades de radiación a que se expone el trabajador al realizar sus tareas, esto, con el fin de conocer las dosis recibidas y planear la reducción de las mismas.

La dosis real, recibida por los tejidos como consecuencia de una exposición a la radiación, no es fácil determinarla; sin embargo se puede deducir con aproximación aceptable, conociendo la dosis recibida por algún material distinto de los tejidos, expuesto a la misma cantidad de radiación. De estos materiales (dosímetros), se aprovechan algunas propiedades o se hacen algunas adaptaciones para que la dosis en ellos sea parecida a la dosis recibida por la persona.

### **6.2 DOSIMETROS**

Podemos definir al dosímetro, como un dispositivo que nos permite estimar la dosis de radiación a la cual ha sido expuesto durante un período de tiempo.

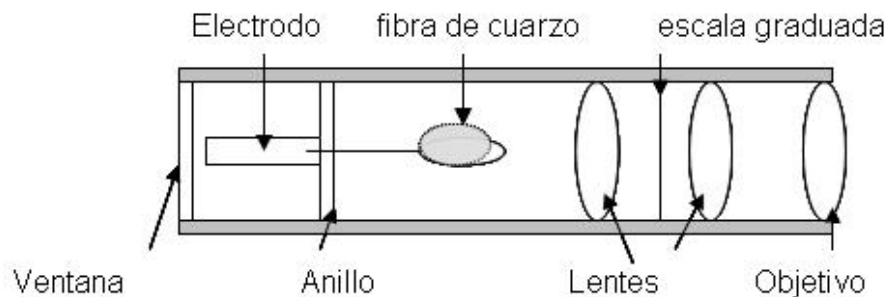
**Tipos de dosímetros personales.** Se conoce como dosímetro personal, aquel instrumento que es de uso exclusivo de la persona sometida a vigilancia radiológica, y le sirve para llevar un registro de las dosis de radiación recibidas al desempeñar sus labores en presencia de la radiación.

En este tema trataremos de los dispositivos (dosímetros) más comúnmente empleados para determinar la dosis total, acumulada por el personal, en un cierto período de tiempo: el dosímetro de bolsillo, el dosímetro de película y el dosímetro Termoluminiscente (TLD).

### 6.2.1 DOSÍMETRO DE BOLSILLO O DE CÁMARA DE IONIZACIÓN

Este instrumento propiamente no mide dosis, sino exposición, debido a que su funcionamiento está basado en la ionización que produce la radiación al interaccionar con el gas que contiene. Tiene la forma y el tamaño de una pluma fuente; y como va prendido en un bolsillo, sea de la camisa, la bata, etc., que se esté usando, por esa razón se le conoce como dosímetro de bolsillo, o también, de cámara de ionización.

Constitución. El dosímetro está constituido según muestra la **Figura 6.1**, por una pequeña cámara llena de gas, de aproximadamente 2 cm<sup>3</sup> (cámara de ionización); dentro de ella tiene un alambre central (ánodo) y se le ha agregado una fibra de cuarzo metalizada, que juntos forman un pequeño electrómetro; una escala graduada en mR; un pequeño sistema óptico para observar la deflexión de la fibra de cuarzo a través de la escala; todo esto dentro de un cilindro metálico de unos 10 cm de largo por 1.58 cm de diámetro (5/8").



- A – Anillo aislante
- B – Barra de carga (con un orificio para admitir luz de la ventana)
- C – Fibra de cuarzo fija, cubierta con metal pesado
- D – Fibra de cuarzo móvil, recubierta con un metal fino
- E – Cilindro metálico en gris
- F – Escala transparente

**Figura 6.1** Esquema de un dosímetro personal

Complemento del dosímetro debe haber una unidad de carga (cargador) accionada por baterías, que proporciona la carga electrostática para el funcionamiento del dosímetro, tiene un vástago y una perilla de ajuste.

**Funcionamiento:** El dosímetro de bolsillo, para proporcionarle carga, se inserta en el vástago que sobresale en el cargador presionándolo, y mediante la perilla de ajuste, se ajusta a cero.

Cuando el ánodo está cargado a un potencial positivo, la carga se distribuye entre el ánodo y la fibra de cuarzo; la repulsión electrostática tiende a reflejar la fibra de cuarzo y, por su elasticidad natural, tiende a regresar a su posición original. Cuando la radiación llega al volumen activo de la cámara, los electrones producidos por colección de electrones se reduce la carga neta positiva permitiendo que la fibra de cuarzo regrese a la posición original; la cantidad de movimiento es proporcional a la ionización producida y, por lo tanto, a la cantidad de radiación a la que se expone la persona que porta el dosímetro.

**Rango del dosímetro y unidades.** Los dosímetros de bolsillo se construyen según las necesidades, los hay en diferentes rangos a completa escala: de 0 a 100, 0 a 200, 0 a 500, 0 a 1,000 mR, de 0 a 2, o a 5 R; los más útiles en protección radiológica son los rangos bajos, 0 a 100 y 0 a 200 mR.

Los dosímetros de bolsillo se clasifican en dosímetros de lectura directa y dosímetros que requieren de un aparato lector.

En los dosímetros de lectura directa, se obtiene esta observando la posición de la fibra de cuarzo mediante el pequeño sistema óptico y frente a una fuente de luz.

**Ventajas y desventajas.** Cuando el dosímetro es de lectura directa la principal ventaja es que se puede obtener la lectura en cualquier momento después de la exposición y se pueden tener lecturas desde cero. Si es un dosímetro de lectura indirecta, solamente se necesita el aparato lector.

Sus desventajas son, el costo relativamente alto, le afectan las caídas o golpes y la corriente de fuga, que hacen que la fibra de cuarzo avance dando una lectura sin ser expuesto a la radiación. Un buen dosímetro de bolsillo debe dar una lectura por corriente e fuga menor al 2% del rango de la escala en 24 h.

## 6.2.2 DOSIMETRO DE PELÍCULA

Históricamente el método de la película fotográfica fue el primero empleado en la detección de la radiación, para usarla como dosímetro, es necesario tomar en cuenta algunos detalles como el tipo de emulsión, la respuesta al tipo de radiación, técnicas de revelado e interpretación de la exposición.

Para la dosimetría de película se requiere de: un dosímetro, un dispositivo para revelar las películas y un aparato para interpretar la exposición llamado densitómetro.

Constitución. El dosímetro está constituido por un portadosímetro, varios filtros y la película.

El portadosímetro de plástico o baquelita, es ligero, resistente a golpes por caídas, pequeño.

En la tapa vacía que va hacia el frente, tiene dos ventanas, una rectangular y una redonda y en la tapa posterior, tiene solamente la ventana redonda que coincide con la de la tapa frontal; tiene compartimentos para los filtros en ambas tapas, los cuales están dispuestos por pares en contraposición, tiene un asa y un broche para prenderlo a la solapa o el bolsillo de la bata o de la camisa.

El uso de filtros en el dosímetro, tiene que ver con la dependencia de la energía en la sensibilidad de la película; para la mayoría de los tipos de película, la sensibilidad alrededor de los 100 KeV es 30 veces mayor que a 600 KeV. Si graficamos las densidades obtenidas de las películas contra la energía del fotón, dan por resultado la curva de la figura 6.3, la cual muestra que para la misma exposición, alcanza un máximo abajo ligeramente de los 100 KeV y entonces decrece para continuar casi plana a partir de los 300 KeV.

Esta dependencia de la energía dificulta la interpretación adecuada de la respuesta de la película; para corregir en parte este problema, se determinó el uso de filtros que tienden a aplanar un poco la curva de respuesta de las películas, en la región debajo de los 300 KeV (esto está dibujado burdamente en la curva punteada). Un filtro ideal sería el que nos diera la misma respuesta sin importar la energía, como no lo hay y la respuesta de la película filtrada depende de la energía del fotón, el grueso del filtro, del borde de la capa electrónica k, el número atómico del filtro y del área del filtro, por esta razón se usan diferentes filtros que pueden ser de Cd, Sn, Pb, Cu y Al.

Cada uno de estos materiales produce su propia absorción preferencial de la radiación más débil. La selección del material usado, así como el grosor, depende de la información deseada; un solo filtro puede ser suficiente, pero cuando hay un espectro de energías, se recurre al sistema de multifiltros.

La película fotográfica en la mayoría de las veces es una lámina delgada de celulosa o vidrio con una capa de emulsión en cada cara. La emulsión consiste de pequeños cristales o granos de algún haluro de plata, generalmente AgBr, el grueso del haluro va de 1 a 2 micras.

Funcionamiento. Al interactuar la radiación con la película, la energía transferida por la radiación hace que los electrones pasen a la banda de conducción de los cristales del haluro de plata, ahí permanecen un tiempo corto, luego son atrapados en los defectos de la malla cristalina, quedando alojados como iones de plata resultando un agrupamiento de átomos de plata, hasta formarse un grano, al cual se le denomina imagen latente.

Mediante el revelado de la película, los centros de imagen latente se reducen a plata por la acción química del revelador, produciéndose el ennegrecimiento de la película. La medida puede relacionarse con la cantidad de radiación absorbida.

El efecto fotográfico una vez procesada la película, se mide en términos de la densidad de transmisión de luz y se hace mediante un densitómetro.

La luz enfocada sobre una pequeña abertura pasa a través de una pequeña sección de la película e incide sobre una celda fotoeléctrica en la que produce la liberación de electrones, los cuales se colectan produciendo una corriente que se lee en un amperímetro. La corriente de electrones liberados es proporcional a la cantidad de luz que llega a la superficie de la celda.

La interpretación de las lecturas en términos de exposición varía según el material usado como filtro; para cada filtro se obtiene una respuesta dependiendo del tipo de radiación y su energía. La mayoría de los dosímetros tienen una ventana abierta en la que se registra principalmente la radiación beta.

Una película usada en un monitoreo personal, generalmente no cubre el intervalo de exposición requerido, por esa razón los envases generalmente contienen dos películas, una de densidad alta y una de densidad baja para cubrir intervalos bajos y altos de exposición. El material de envoltura comúnmente es un papel opaco y la envoltura debe ser hermética a la luz.

Ventajas y desventajas. Es un dosímetro pequeño, ligero, de fácil manejo, bajo costo, con retención permanente de la información. Los factores desfavorables son altas temperaturas, presencia de humedad y oxígeno, tiempo de revelado, técnicas de revelado y temperatura y edad del revelador, principalmente. No se obtiene información debajo de 20mR y su uso es por períodos de 30 días.

### 6.2.3 DOSÍMETROS TERMOLUMINISCENTES

La termoluminiscencia de una sustancia cristalina, es la emisión de luz al calentar la sustancia por debajo de su temperatura de incandescencia. Es un fenómeno de liberación, estimulada térmicamente, de la energía almacenada como consecuencia de haber expuesto el sólido a algún excitante, por ejemplo, radiación electromagnética o radiación corpuscular.

Todos los sólidos cristalinos contienen imperfecciones estructurales de diversas clases, tales como ausencia de átomos o de iones, dislocaciones de planos de red, impurezas químicas y otros defectos que constituyen regiones de carga positiva o negativa localizada, capaces de atraer y captar cargas de signo contrario. A estas imperfecciones se les da el nombre de “trampas”. La intensidad de captación o ligadura (profundidad de trampa), depende de la naturaleza de la imperfección.

Las imperfecciones en la red cristalina de un sólido debidas a impurezas (átomos de elementos extraños), constituyen los llamados centros de luminiscencia.

Algunos materiales luminiscentes son: Fluoruro de Litio (LiF), Borato de Litio activado con manganeso ( $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7:\text{Mn}$ ), Fluoruro de Calcio activado con manganeso ( $\text{CaF}_2:\text{Mn}$ ) y Sulfato de Calcio activado con Manganeso ( $\text{CaSO}_4:\text{Mn}$ ), estos materiales se usan en dosimetría.

La dosimetría por termoluminiscencia se realiza con un dosímetro y un equipo de medida.

Descripción. El dosímetro está constituido por un disco de latón con una depresión circular en la que se deposita el material termoluminiscente con el aglomerante, sus dimensiones son aproximadamente de 1.5 a 2 cm de diámetro y 0.3 cm de espesor; el material termoluminiscente normalmente es polvo. Es muy importante el tamaño y la uniformidad del grano, lo cual se consigue mediante cuidadosa granulometría. En algunos casos prensan el polvo a alta temperatura para darle la forma de una pastilla.

El portadosímetro es de plástico negro y hermético a la luz y a la humedad, en su interior lleva dos filtros de plomo que forman con el disco dosimétrico un pequeño emparedado. Los filtros de plomo sirven para compensar la respuesta a energía que presenta el dosímetro.

El equipo de medida, consta principalmente de un elemento de caldeo constituido por una lámina de grafito, un tubo fotomultiplicador y un microvoltímetro.

Funcionamiento. Cuando el material termoluminiscente (dosímetro) se expone a la radiación ionizante, en su seno se liberan electrones y cargas positivas (huecos). Los electrones liberados, debido a la energía que les ha transmitido la radiación, pasan de la banda de valencia a la banda de conducción, en ella pueden moverse libremente y enseguida vuelven a su estado base y se recombinan, con la consiguiente emisión de luz; pero muchos al regresar quedan atrapados en las imperfecciones de la red cristalina (estado metaestable o “trampas”), para que abandonen ese estado es necesario aplicar energía vibracional.

Después de irradiado el dosímetro se introduce en el aparato de medida, al aplicarle calor (energía), los electrones retornan a sus estados fundamentales emitiendo luz. A medida que se eleva la temperatura, las trampas menos profundas se vacían, mientras que las más profundas lo hacen a temperaturas mayores.

Si se grafica la intensidad de la luz en función de la temperatura se obtienen las llamadas curvas de luminiscencia.

Se muestra varios máximos que corresponden a los distintos grupos de tipos de trampas; aunque la profundidad de la trampa es característica de una imperfección, la temperatura a la que aparece un determinado pico de luz no es una magnitud fija, depende de la velocidad de calentamiento. El área bajo la curva luz – tiempo, llamada “suma luz”, es una constante para un sólido luminiscente y una dosis dada.

Cuanto más rápido es el calentamiento, mayor será la intensidad de los picos termoluminiscentes, pero más breve será la emisión de luz. Cuando todas las trampas se han vaciado y se ha enfriado el material luminiscente, vuelve a su condición inicial y puede detectar otra exposición a la radiación absorbida, por eso se usa la termoluminiscencia en la dosimetría.

El aparato de medida es hermético a la luz, en su interior contiene un hornillo alimentado con tensión continua, hay un acceso para introducir el dosímetro hasta la superficie del hornillo; la luz emitida se mide con un tubo fotomultiplicador conectado a un microvoltímetro y un registrador, la temperatura se mide con un termopar.



**VENTAJAS DEL DETECTOR DE TERMOLUMINISCENCIA.**

- 1) Independencia energética.
- 2) Permite medir desde 10mR hasta  $10^5$ R.
- 3) Respuesta lineal entre 10 mR hasta 1000 R.
- 4) Dimensiones pequeñas.
- 5) Reutilizables.

**DESVENTAJAS.**

1. Alto costo del equipo.
2. Costo elevado del dosímetro (se compensa por el hecho de que puede ser reutilizado varias veces).
3. Una vez que se calienta para evaluar la dosis, se pierde la información.
4. Se requiere de un intercambio continuo laboratorio-usuario.

**6.2.4 DOSIMETRÍA DE NEUTRONES**

El monitoreo de neutrones con película dosimétrica presenta más problemas que el monitoreo de otras radiaciones; además requiere de una película apropiada, en la que el tamaño del grano del haluro de plata debe ser más pequeño que en el de otras películas, aproximadamente una quinta parte.

La dosimetría de neutrones se lleva a cabo mediante dos métodos: el de trazas para neutrones rápidos y de densidad para neutrones térmicos. El método consiste en contar por medio de un microscopio las trazas que dejan en la película los protones en retroceso, los productos de fisión o las partículas pesadas. Este método es muy tedioso por tener que contar una a una las trazas, además requiere que entre los componentes de la película, abunde el hidrógeno.

El método de densidad, consiste en medir el ennegrecimiento de la película ocasionado por la acción de las radiaciones ionizantes; estos es, mediante el blindaje de cadmio, plata e indio sobre la película la captura de neutrones por estos materiales da lugar a la emisión de  $\beta$  y  $\gamma$ , las cuales producen la densidad en la película; o también se le agrega boro a la emulsión, el cual captura neutrones térmicos y se producen partículas  $\alpha$  las que permiten su detección.

La dosimetría de neutrones térmicos mediante el dosímetro de bolsillo es posible, si éstos tienen una cubierta interna de  $B^{10}$  o están llenos con  $BF_3$ .

### 6.3 CRITERIOS DE SELECCIÓN DE DOSÍMETROS

Para un mayor control de las dosis recibidas en actividades relacionadas con radiaciones, es necesario usar el dosímetro adecuado. En la selección se toman en cuenta principalmente: costo del dosímetro, facilidad de manejo e interpretación, sensibilidad, precisión, resistencia a golpes por caída, etc. Sin embargo alguna característica que no tienen otros, hacen que los prefieran en determinada actividad, por ejemplo:

El dosímetro de bolsillo puede darnos una lectura directa; esta característica hace de él, un instrumento indispensable en caso de un incidente radiológico, puede haber una irradiación aguda y se desea conocer de inmediato la exposición recibida. También es útil para que lo use el personal no ocupacionalmente expuesto, que haga una visita a instalaciones donde hay radiaciones.

El dosímetro de película permite almacenar la información, esta característica lo hace útil cuando se desea conocer o atestiguar sobre una exposición a la radiación ocurrida en el pasado.

## CONCLUSIONES

- A través del conocimiento emanado del contenido se infiere que se cumple con el capitulado básico para la comprensión del átomo y el fenómeno radiactivo. Se muestran los diferentes fenómenos producto del decaimiento radiactivo y las consecuencias de la interacción de las emisiones radiactivas con la materia.
- Se describieron las unidades utilizadas en la seguridad Radiológica así como la forma en que se pueden detectar los diferentes tipos de radiaciones.
- Fueron expuestos los conceptos básicos de la Seguridad Radiológica y su forma de aplicación.
- Los efectos biológicos causados por las radiaciones se muestran de forma entendible y concreta, haciendo hincapié en la manera de evitar daños al organismo.
- A la aplicación de este trabajo se logra reducir la ocurrencia de efectos deterministas y estocásticos por consecuencia.
- La correcta información de este trabajo permite disminuir los accidentes que por vía de contaminación externa e interna.

## GLOSARIO

### A

Accidente o incidente.- Cualquier evento anormal que involucre a fuentes de radiación ionizante.

Acelerador.- En física nuclear maquina proveedora de energía cinética a partículas cargadas eléctricamente.

Actividad.- El número de desintegraciones nucleares espontáneas que ocurren por de unidad de tiempo en una cantidad dada de material radiactivo. Las unidades utilizadas son el Curie (Ci) que es equivalente a  $3.7 \times 10^{10}$  desintegraciones por segundo o bien el Becquerel (Bq), donde  $1 \text{ Bq} = 1 \text{ desintegración segundo}^{-1}$ .

Átomo.- Cada uno de las partículas eléctricamente neutras de las que esta constituida todo elemento químico. Constituido por un núcleo positivo formado esencialmente por neutrones y protones, exteriormente cubierto por una nube electrónica de carga negativa.

### B

Becquerel.- Unidad de actividad  $1 \text{ desintegración segundo}^{-1}$ .

### C

Capacidad mutagénica.- Capacidad de producir mutaciones.

Células germinales.- Línea celular encargada de producir gametos.

Células somáticas.- Cualquier célula del cuerpo.

Ciclotrón.- Acelerador de partículas pesadas en el que estas se desplazan en espiral bajo la acción de un campo guía y experimentan repetidas aceleraciones sincronizadas mediante un campo eléctrico alternativo de frecuencia constante.

Contaminación radiactiva.- La presencia de una sustancia radiactiva sobre una superficie en cantidades superiores a:  $4 \times 10^3 \text{ Bq m}^{-2}$  para emisiones beta o gamma,  $4 \times 10^2 \text{ Bq m}^{-2}$  en caso de emisiones alfa, esta puede ser fija o removible.

## D

Decaimiento radiactivo.- Transformación de un núcleo por desintegración espontánea de partículas, o por captura de uno de sus electrones.

Defecto de masa.- Es la cantidad de masa faltante, cuando un núcleo se ensambla a partir de sus constituyentes, su masa final es menor a la suma de las masas de los constituyentes individuales.

Desintegración radiactiva.- Proceso en el cual los núcleos de un átomo emiten radiación electromagnética o partículas, las emisiones mas comunes son partículas alfa, beta y rayos gamma.

Detector.- Dispositivo destinado a detectar la radiación.

Detector de Geiger Muller.- Detector con gas multiplicador, que funciona en condiciones tales que la ionización se extiende a todo lo largo del ánodo, con lo que se satura la multiplicación debida al gas, y a todas las partículas detectadas que producen impulsos de la misma amplitud.

Detector por centelleo.- Detector de radiaciones cuyas señales son los destellos producidos por la radiación de una sustancia luminiscente.

Deuterio.- Isótopo natural del hidrógeno cuyo numero másico es 2. Se representa con el símbolo D. Su núcleo el deuterón, contiene un protón y un neutrón. Aunque su abundancia natural es muy pequeña, puede obtenerse, prácticamente puro, por técnicas de separación isotópica.

Dosimetría.- Es la medición de de dosis de radiación ionizante.

Dosímetro.- Dispositivo para medir la dosis de radiación. Absolutos los que no necesitan ser calibrados en un campo de radiación conocido y los secundarios los cuales sí necesitan ser calibrados para medir la energía absorbida.

Dosis absorbida.- Se define como la energía absorbida por unidad de masa en un lugar específico de del material irradiado. Su unidad es el Gy (Gray) que es igual a 1 Joule por kilogramo.

**E**

Efecto Compton.- Es la interacción entre un fotón de media energía con un electrón de la nube electrónica, realizando una colisión elástica, el electrón adquiere parte de la energía del fotón incidente y es dispersado, de la misma forma el fotón pierde parte de su energía y se dispersa.

Efecto fotoeléctrico.- Ocurre cuando un fotón de alta energía RX o gamma colisiona con un electrón de la nube electrónica de un átomo transfiriendo el total de su energía, provocando que el electrón salga disparado con una gran cantidad de energía cinética.

Electrón.- Partícula elemental estable, del género de los leptones, que forma parte de los átomos y que posee la mínima carga de electricidad negativa detectada hasta ahora.

Electronvoltio.- Energía cinética que adquiere un electrón al atravesar en el vacío una diferencia de potencial de un voltio. Equivale aproximadamente, a  $1.602 \times 10^{-19}$  julios. El electronvoltio se representa por las siglas eV.

Elemento químico.- Sustancia formada por átomos que tienen el mismo número atómico. Su comportamiento químico es el mismo, sea cual fuere su composición isotópica.

Energía de enlace.- Es energía liberada cuando un núcleo es formado a partir de sus partículas constituyentes. Y por la ley de conservación de la energía es equivalente al defecto de masa.

**F**

Fisión.- reacción nuclear en la que tiene lugar la ruptura de un núcleo pesado, generalmente en dos fragmentos cuyos tamaños son del mismo orden de magnitud, acompañada de emisión de neutrones y radiaciones, con liberación de gran cantidad de energía. Por lo general ocurren por la captura de un neutrón, aunque existen casos de fisión por captura de un fotón u otras partículas, o por desintegración espontánea.

Fotón.- Es el cuanto elemental de energía electromagnética con masa y sin carga.

**I**

Isótopo.- Cada uno de los distintos núcleos que tienen el mismo número de atómico pero diferente número de masa.

**K**

Kiloelectronvoltio.- Unidad que equivale a 1000 eV.

**M**

Masa atómica.- Es la suma de los pesos de los nucleones expresada en gramos mol y siempre expresada con el número entero más próximo.

Molécula.- La cantidad mínima en la que se puede representar un compuesto.

**N**

Neutrón.- Nucleón cuya carga eléctrica es nula. Su masa en reposo es de 1001.36 veces la del protón. Interviene en la constitución de los núcleos atómicos y es inestable fuera de ellos con una vida media de  $10^{10} \pm 30$  segundos, dando lugar a un protón ( $p^+$ ), un electrón ( $e^-$ ) y un antineutrino ( $\bar{\nu}$ ).

Núcleo atómico.- Parte del átomo constituida por protones y neutrones, es donde se concentra casi la totalidad de la masa, su carga es positiva.

Nucleón.- Nombre genérico que se da a las partículas constituyentes de los núcleos atómicos, es decir protón y neutrón.

**P**

Partícula Alfa.- Es el equivalente a un núcleo de helio doblemente ionizada, emitida en una desintegración nuclear se representa con el símbolo  $\alpha$ .

Partícula beta.- Electrón, negativo o positivo (positrón) emitido en la desintegración de un núcleo atómico. Se representa por el símbolo  $\beta^-$  o  $\beta^+$ .

Protón.- Nucleón cuya carga eléctrica es positiva e igual a la del electrón. Su masa en reposo es  $1.67252 \times 10^{-27}$  g. Interviene en la construcción de todos los núcleos atómicos y constituye por si solo el núcleo del protio. Su símbolo es p.

## R

Radiación.- Energía o partículas materiales que se propagan a través del espacio

Radiación electromagnética.- Radiación caracterizada por la variación de los campos eléctrico y magnético, en forma de ondas. El espectro de estas es muy amplio, por lo que se emplean denominaciones especiales para las ondas comprendidas en los diferentes intervalos de frecuencia. Así, dícese: ondas hercianas, microondas, radiaciones luminosas, rayos X, etc.

Radiaciones gamma.- Radiación electromagnética emitida durante una desexcitación nuclear o un proceso de aniquilación de partículas. Su longitud de onda, en general, es menor que la de los RX, por lo que es extraordinariamente penetrante.

Radiactividad.- Propiedad que presentan algunos núcleos de desintegrarse espontáneamente. En una cantidad dada de un cuerpo, numero medio de desintegraciones nucleares que se producen por unidad de tiempo.

Rayos X.- Radiación electromagnética altamente penetrante, producida por el frenado brusco de un haz de electrones de alta energía. Su longitud de onda es muy corta  $5 \times 10^{-9}$  y  $6 \times 10^{-12}$  m, aproximadamente.

Reacción nuclear en cadena.- Serie de reacciones nucleares semejantes, ligadas entre sí porque uno de los agentes que provoca cada reacción, generalmente es un neutrón, es producto de otra de ellas.

Reactor nuclear.- Instalación en la que puede iniciarse, mantenerse y controlarse una reacción nuclear en cadena.



**S**

Serie radiactiva.- Grupo de núcleos en el que cada uno se forma por desintegración del anterior. El primer núcleo de la serie recibe el nombre de padre o cabeza de serie; el último, que es estable, el producto final de la serie. Cada serie suele designarse por el nombre del núclido de vida media muy grande.

**T**

Transición isométrica.- Desexcitación de un estado isomérico mediante la emisión de radiación gamma correspondiente.

Tritio.- Isótopo radiactivo del hidrógeno cuyo número másico es 3. Se representa con el símbolo T. Su núcleo contiene 2 neutrones y un protón.

**U**

Uranio.- Elemento químico de número atómico 92 y símbolo U. Pertenece la serie de los actínidos. Todos los isótopos son radiactivos, existe en la naturaleza como mezcla de 3 isótopos U-234, U-235 y U-238. Es un material fisionable y combustible por excelencia de los reactores nucleares, gracias a su isótopo natural U-235.

**V**

Vida media.- Intervalo de tiempo necesario para que el número de átomos de un radionúclido se reduzca a la mitad por desintegración espontánea.

**BIBLIOGRAFIA**

- [1] BENINSON, D.,\_\_\_“EFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES”, COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA CNEA – AC – 108/81, ARGENTINA, 1985.
- [2] BENINISON, D., “NORMAS DE PROTECCION RADIOLOGICA Y SU APLICACIÓN”, COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA CNEA – AC – 108/81, ARGENTINA, 1985.
- [3] DIARIO OFICIAL, “REGLAMENTO GENERAL DE SEGURIDAD RADIOLOGICA”, COMISION NACIONAL DE SEGURIDAD NUCLEAR Y SALVAGUARDAS, MEXICO 22 DE NOVIEMBRE DE 1988.
- [4] ELIZABETH LATORRE TRAVIS, “PRIMER OF MEDICAL RADIOLOGY”, YEAR BOOK MEDICAL PUBLISHERS 1975.
- [5] ACOSTA, COWAN, “FISICA MODERNA”, CECSA, MEXICO 1980.
- [6] SAMUEL GLASTONE & ALEXANDER SESONSKE, “NUCLEAR REACTOR ENGINEERING”, VAN NOSTRAND REINHOLD COMPANY, THIRD EDITION, USA 1981.
- [7] W.E. BURCHAM, ”FÍSICA NUCLEAR”, EDITORIAL REVERTÉ, S.A. ESPAÑA, 1974.
- [8] ENRIQUE GAONA, ”CANCER, RADIACIÓN Y SEGURIDAD RADIOLÓGICA”, EDILIBROS, S.A., MEXICO 1999.
- [9] “CURSO DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL”, ININ, MEXICO 1987.
- [10] “CURSO AVANZADO DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA PARA ENCARGADO DE SEGURIDAD RADILÓGICA”, SERVICIOS DE APLICACIÓN INTEGRAL, S.A. DE C.V. MEXICO 2005.

- [11] M.J. KARAPENTIANTS, “ESTRUCTURA DE LA SUSTANCIA”, MIR MOSCU, 1979.
- [12] MARON Y PRUTTON, “FUNDAMENTOS DE FISICOQUIMICA”, EDITORIAL LIMUSA, MEXICO 1980.
- [13] JHON W. MOORE, RONALD W. COLLINS, WILLIAM G. DAVIES, “QUIMICA”. MC GRAW HILL, COLOMBIA 1982.
- [14] RAFAEL CARO, “FÍSICA DE REACTORES NUCLEARES”. SECCIÓN DE PUBLICACIONES J.E.N.. MADRID, 1976.
- [15] DAVID HALLIDAY, “INTRODUCCIÓN A LA FÍSICA NUCLEAR”. EDITORIAL REVERTÉ, S.A. de C.V. MADRID, BUENOS AIRES, MEXICO, 1961.