

UNIVERSIDAD DEL VALLE DE GUATEMALA

**FACULTAD DE CIENCIAS Y HUMANIDADES
DEPARTAMENTO DE FÍSICA**



Excelencia que trasciende

DEL VALLE
GRUPO EDUCATIVO

**GUÍA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL PARA EL
DEPARTAMENTO DE FÍSICA DE LA UNIVERSIDAD DEL VALLE
DE GUATEMALA**

**TRABAJO DE GRADUACIÓN PRESENTADO POR
FREDDY JAVIER ESTUARDO PÉREZ ZELADA
PARA OPTAR AL GRADO ACADÉMICO DE
LICENCIADO EN FÍSICA**

**GUATEMALA
2012**

GUÍA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL PARA EL
DEPARTAMENTO DE FÍSICA DE LA UNIVERSIDAD DEL VALLE
DE GUATEMALA

UNIVERSIDAD DEL VALLE DE GUATEMALA

Facultad de Ciencias y Humanidades
Departamento de Física



Excelencia que trasciende

DEL VALLE
GRUPO EDUCATIVO

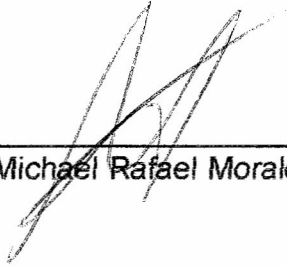
GUÍA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL PARA EL DEPARTAMENTO DE FÍSICA DE LA UNIVERSIDAD DEL VALLE DE GUATEMALA

Trabajo de graduación presentado
para optar al grado académico de
Licenciado en Física

Guatemala
2012


Vo. Bo.:

(f)

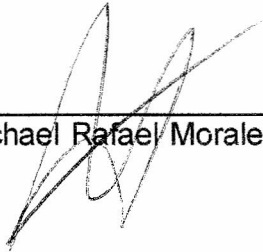

M.Sc. Michael Rafael Morales Marroquín

Tribunal Examinador:

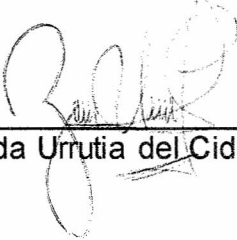
(f)


Lic. Adrián Licht Licht

(f)


M.Sc. Michael Rafael Morales Marroquín

(f)


M.Sc. Zaida Urrutia del Cid de Gutiérrez

Fecha de aprobación: Guatemala 9 de enero de 2013

PREFACIO

El Departamento de Física de la Universidad del Valle de Guatemala cuenta con recursos importantes para impartir conocimientos sobre la Física de las Radiaciones Ionizantes, por lo que se ha presentado la necesidad de un estudio para la actualización de dichos recursos para su implementación en las prácticas de laboratorio con fines académicos e investigación; además de fortalecer dichas prácticas con conocimientos que incluyan el manejo adecuado de las fuentes radiactivas del laboratorio para garantizar la Protección Radiológica, que tiene como fin proteger la salud de las personas, los bienes y el ambiente de los efectos nocivos de la radiación, de acuerdo a las regulaciones nacionales establecidas por el Ministerio de Energía y Minas, a través de la Dirección General de Energía, y a los estándares internacionales recomendados por el Organismo Internacional de Energía Atómica.

Este trabajo no agota toda la información y referencias de tan amplio tema de estudio, por lo que se da lugar a que se continúe en futuros estudios relacionados con el uso de material radiactivo y que la UVG en un futuro pueda ser la institución educativa líder en investigación y proveedora de servicios relacionados con protección radiológica para el fortalecimiento de las capacidades nacionales.

Agradezco profundamente el apoyo incondicional de la Directora del Departamento de Física, M.Sc. Zaida Urrutia del Cid, y del Profesor e investigador, M.Sc. Michael Morales y la valiosa colaboración del personal administrativo del Departamento de Física, quienes facilitaron por todos los medios posibles la información y colaboración necesaria para la obtención de resultados.

CONTENIDO

	Página
PREFACIO	v
LISTA DE TABLAS	xi
LISTA DE FIGURAS	xiii
LISTA DE SÍMBOLOS	xiv
RESUMEN	xv
I. INTRODUCCIÓN.....	1
II. PRINCIPIOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA	4
A. Introducción y conceptos básicos.....	4
1. Radiactividad y radiación	4
2. Radiación natural	4
3. Energía de la radiación	5
4. Fuentes de radiación ionizante	5
5. Tipos de radiación ionizante	7
6. Radiación de partículas.....	14
7. Transferencia lineal de energía – LET	16
8. Eficacia biológica relativa – RBE	18
B. Riesgos radiológicos.....	19
1. Radiodiagnóstico.....	20
2. Radioterapia	21
3. Medicina nuclear y laboratorios	21
C. Normas básicas de protección y límite de dosis.....	22
1. Clasificación del personal	22
2. Clasificación de zonas	23
3. Límites anuales de dosis para trabajadores expuestos	26
4. Protección especial durante el embarazo y la lactancia	28
5. Exposiciones especialmente autorizadas.....	29
6. Exposiciones excepcionales	29
7. Protección radiológica para la población	30

III. MEDIDAS DE LA RADIACIÓN Y LOS EFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES	32
A. Dosis absorbida y dosis equivalente	32
1. Actividad	33
2. Exposición	33
3. Dosis absorbida.....	33
4. Cálculo de la dosis promedio.....	34
5. Dosis equivalente	36
6. Dosis efectiva y factores de ponderación de los tejidos	37
7. Magnitudes operacionales	37
8. Exposición a la radiación externa	38
9. Exposición ocupacional.....	38
10. Exposición del público	39
B. Detección y medida	40
1. Dosímetros químicos	40
2. Dosímetros por termoluminiscencia – TLD	41
3. Cámaras de ionización.....	41
4. Dosimetría por película	42
5. Efectos directos e indirectos	42
C. Efectos estocásticos	46
D. Efectos no-estocásticos.....	47
1. Muerte celular y curvas de supervivencia in-vitro	47
2. Muerte celular y respuestas deterministas en tejidos y órganos	51
3. Muerte por exposición de todo el cuerpo	55
4. Cambios funcionales producidos por los efectos deterministas.....	57
5. Radiaciones de alta LET	57
IV. CRITERIOS DE OPTIMIZACIÓN	59
A. Optimización de la exposición ocupacional	59
B. Optimización de la exposición del público.....	61
C. Restricciones de dosis.....	62
V. GUÍA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL PARA EL DEPARTAMENTO DE FÍSICA DE LA UVG	64
A. Introducción.....	64

1. Política.....	65
B. Radiactividad.....	66
C. Radiación Ionizante	67
1. Radiación Alfa	68
2. Radiación Beta.....	69
3. Radiación Gamma	69
D. Conceptos básicos de la radiación ionizante	69
1. Actividad.....	69
2. Período de semidesintegración	70
3. Decaimiento α	71
4. Decaimiento β^-	71
5. Decaimiento β^+	72
6. Captura electrónica	72
7. Decaimiento γ	72
8. Conversión interna	73
9. Exposición	73
10. Dosis absorbida.....	73
11. Dosis equivalente	74
12. Dosis efectiva	75
13. Dosis anual.....	75
14. Dosis comprometida.....	75
15. Dosis equivalente comprometida.....	75
16. Dosis ambiental, $H^*(d)$	76
17. Dosis equivalente direccional, $H'(d, \Omega)$	76
18. Dosis equivalente personal, $Hp(d)$	76
19. Dosis proyectada.....	76
20. Dosis residual	76
21. Energía impartida, ε	76
22. Kerma	77
23. Kerma en aire	77
24. Transferencia lineal de energía (LET), L_{Δ}	77
25. Fluencia de energía	77
26. Fluencia de partículas	78

27. Factor de ponderación de la radiación, w_R	78
28. Factor de ponderación de un tejido, w_T	78
E. Efectos de la radiación.....	80
1. Efectos estocásticos	82
2. Efectos deterministas.....	83
3. Accidentes y consecuencias.....	88
F. Principios de la protección radiológica	91
1. Justificación.....	92
2. Optimización.....	92
3. Limitación de dosis.....	92
G. Métodos de dosimetría	93
1. Dosimetría de área.....	94
2. Dosimetría personal.....	95
H. Límite de dosis.....	97
1. Exposición ocupacional.....	97
2. Exposición del público.....	98
3. Clasificación del personal	99
4. Clasificación de zonas	100
I. Procedimientos de seguridad	100
J. Capacitación del personal	103
K. Categorización de fuentes radiactivas	105
1. Suma de las fuentes	108
L. Transporte de fuentes radiactivas	109
1. Etiquetado de un bulto de transporte	109
M. Equipo de laboratorio.....	111
1. Geiger Müller	111
2. Kit de blindajes	112
3. Fuentes radiactivas	112
N. Gestión de desechos radiactivos.....	118
O. Emergencias.....	119
1. Planificación de emergencias	120
2. Tipos de accidentes radiológicos.....	120
3. Accidentes con fuentes o material radiactivo	120

4.	¿Dónde ocurren los accidentes radiológicos?	120
5.	Consecuencias.....	121
VI.	CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES	122
A.	CONCLUSIONES	122
B.	RECOMENDACIONES.....	123
VII.	BIBLIOGRAFÍA	125
VIII.	ANEXOS	127
1.	EJERCICIOS SELECTOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA.....	127
2.	CATEGORÍAS PARA FUENTES RADIATIVAS DE USO COMÚN	129

LISTA DE TABLAS

Página

Tabla 1 - Promedio de dosis efectiva anual de radiación ionizante para individuos (de acuerdo al año 2000)	6
Tabla 2 - Valores típicos de LET de radiación ionizante.....	17
Tabla 3 - Eficacia Biológica Relativa (RBE)	18
Tabla 4 - Límites de incorporación y exposición para los radionucleidos descendientes del Radón y del Torón	27
Tabla 5 - Factores de ponderación de la radiación.....	35
Tabla 6 - Factores de ponderación de tejidos	36
Tabla 7 - Estimaciones para el adulto de los umbrales para efectos deterministas en testículos, ovarios, cristalino y médula ósea.....	54
Tabla 8 -Rango de dosis asociado a la muerte y síndromes inducidos por una radiación específica, en seres humanos expuestos a una radiación aguda de baja LET uniforme en todo el cuerpo.	58
Tabla 9 - Límite de dosis	62
Tabla 10 - Factor de ponderación de la radiación (w_R).....	78
Tabla 11 - Factor de ponderación de un tejido (w_T).....	79
Tabla 12 - Dosis-respuesta para la irradiación de todo el cuerpo	85
Tabla 13 – Efectos de la radiación debido a la exposición de altas dosis	86
Tabla 14 - Límite de tasa de dosis equivalente y efectiva	98
Tabla 15 - Categorías recomendadas para fuentes utilizadas en prácticas comunes.....	106
Tabla 16 – Actividad correspondiente a una fuente peligrosa (valor D) de determinados radionucleidos seleccionados y sus múltiplos	107
Tabla 17 - Blindajes disponibles	112
Tabla 18 - Tasa de dosis del fondo radiactivo natural	113
Tabla 19 - Equipo utilizado para la determinación de dosis y tasa de dosis.....	113
Tabla 20 - Kit de fuentes radiactivas líquidas	114
Tabla 21 - Kit de fuentes radiactivas sólidas - Beta reference disc source set, Catalog NES No. 200S.....	114
Tabla 22 - Kit de fuentes radiactivas sólidas - Gamma reference disc source set, catalog NES No. 101S	115

Tabla 23 - Kit de fuentes radiactivas sólidas - source set satalog	
No. I225 (UT77095)	116
Tabla 24 - Kit de fuentes radiactivas sólidas - source set catalog.....	
No. I225 (UT77094)	117
Tabla 25 - Kit de fuentes radiactivas sólidas - radiation reference standads.....	
source set.....	117
Tabla 26 - Fuentes radiactivas: Radio y Nitrato de uranillo	118

LISTA DE FIGURAS

	Página
Figura 1 - Esquema del espectro electromagnético	8
Figura 2 - Acción directa vs Acción indirecta	9
Figura 3 - Tipos dominantes de interacciones como función del número atómico Z del medio absorbente y la energía de la radiación por fotones	10
Figura 4 - Curvas de supervivencia para células de mamíferos expuestas a radiaciones ionizantes de alta y baja LET a altas tasas de dosis ($>0.1 \text{ Gy min}^{-1}$)	49
Figura 5 - Típicas relaciones dosis-efecto para efectos deterministas expresados en una población.....	52
Figura 6 - Relación dosis-respuesta típica para mamíferos irradiados: a) ordenada lineal b) ordenada de probabilidad	56
Figura 7 - Cálculo de dosis.....	79
Figura 8 - Tiempo de eventos que involucran radiación	82
Figura 9 - Efectos estocásticos	83
Figura 10 - Respuesta dosis-efecto.....	85
Figura 11 - Incidente con irradiador.....	88
Figura 12 – Sobreexposición en radiografía industrial.....	89
Figura 13 - Fuente de Cobalto-60 abandonada.....	90
Figura 14 - Fuente radiactiva aplastada.....	90
Figura 15 - Sobreexposición en práctica médica.....	91
Figura 16 - Blindaje.....	93
Figura 17 - Símbolos de identificación de radiación	110
Figura 18 - Rótulos para el transporte de fuentes radiactivas	111

LISTA DE SÍMBOLOS

Símbolo	Significado
Ω	Dirección, ángulo sólido
Bq	Becquerel
Ci	Curie
E	Energía
ε	Energía
eV	electron Volt
Gy	Gray
J	Joule
Kg	Kilogramo
LAI	Límite anual de incorporación
N	Número de partículas
Q	Coulomb
Sv	Sievert
Sv/h	Sievert por hora
Sv persona	sievert por persona
T	Tejido

RESUMEN

El objetivo principal de esta tesis es elaborar una *Guía de protección radiológica ocupacional dentro de las instalaciones del Departamento de Física de la Universidad del Valle de Guatemala (UVG)*, para todas las personas que por fines académicos, investigación y/o administrativos, estén o puedan estar expuestos a la radiación emitida por las fuentes radiactivas del Laboratorio C-112, con el fin de garantizar la protección y la salud de las personas ante los posibles efectos nocivos de la radiación; la guía resultante de este trabajo debe contener las normas para el manejo seguro y pacífico de fuentes radiactivas y equipo detector de radiación ionizante.

Para esto, se determinó el fondo radiactivo natural y de los alrededores del Departamento de Física; por otro lado, se midió la tasa de dosis emitida por los radionucleidos almacenados dentro del Laboratorio y se contrastó con los límites de dosis establecidos por la legislación y reglamentación nacional y recomendaciones internacionales en la materia, concluyendo que la tasa de dosis emitida por las fuentes radiactivas almacenadas en el Laboratorio C-112 se encuentra dentro de los límites permitidos y no representan peligro alguno para los miembros de la comunidad UVG, siempre y cuando se tomen en cuenta las recomendaciones de esta guía y lo establecido en el marco regulador guatemalteco en el tema de las radiaciones ionizantes.

I. INTRODUCCIÓN

La radiactividad es un fenómeno natural y las fuentes naturales de radiación son características del ambiente. La radiación y los materiales radiactivos también pueden ser de origen artificial y tienen numerosas aplicaciones beneficiosas, como su utilización en la medicina, la agricultura y la investigación, así como en la generación de energía nucleoelectrica. Los riesgos radiológicos derivados del uso y aplicación de la radiación y de materiales radiactivos deben evaluarse mediante la aplicación de normas y guías de seguridad.

La protección radiológica tiene como objetivo fundamental la protección de la salud de las personas, los bienes y el ambiente contra los efectos nocivos de la radiación. Este objetivo debe alcanzarse sin limitar indebidamente la realización de actividades que generan riesgos radiológicos. En consecuencia, un programa de protección y seguridad radiológica tiene por objeto evaluar, gestionar y controlar la exposición a la radiación a fin de reducir, en la medida en que sea razonablemente posible, los riesgos radiológicos, comprendidos los riesgos de efectos en la salud y los riesgos para el ambiente.

Dentro del Departamento de Física de la Universidad del Valle de Guatemala, el Laboratorio C-112, cuenta con equipo y fuentes radiactivas para el estudio, experimentación e investigación en distintas ramas de la Física de las radiaciones ionizantes relativas al uso pacífico y seguro de las mismas, así como sus aplicaciones; por lo que el presente trabajo se enfoca en dar a conocer a los estudiantes, docentes y personal administrativo del Departamento, la Física Básica de las Radiaciones Ionizantes y sus aplicaciones, especialmente la protección radiológica.

Actualmente, las instituciones que poseen fuentes radiactivas y/o equipo generador de radiación ionizante están sujetas a evaluaciones y controles regulatorios nacionales que velan por el cumplimiento del Decreto-Ley 11-86, Ley para el Control, Uso y Aplicación de Radioisótopos y Radiaciones Ionizantes, mejor conocida como la Ley Nuclear de Guatemala y sus Reglamentos específicos, así como la observación de las recomendaciones internacionales para la protección y resguardo las personas, de la salud humana, los bienes y el ambiente.

El presente documento se ha estructurado en siete capítulos y dos anexos; el capítulo I presenta de forma rápida el objetivo fundamental de la protección radiológica, mismo que será desarrollado progresivamente a lo largo de este trabajo. En el Capítulo II, se tratan los conceptos básicos relativos a la radiación ionizante; es decir, los tipos de radiación, fuentes naturales y artificiales, la radiación de partículas, la transferencia lineal de energía y la eficacia biológica relativa; adicionalmente se presentan los riesgos radiológicos asociados a las prácticas de mayor aplicación en Guatemala. También se presenta la base fundamental de la protección radiológica, siendo estas las Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la Protección contra la Radiación Ionizante y para la Seguridad de las Fuentes de Radiación [6], publicadas por el Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA.

El Capítulo III centra su atención en la cuantificación de la radiación, tipos de dosímetros, equipo para monitores, efectos sobre la salud humana asociados por la exposición a la misma, efectos directos e indirectos y la respuesta de las células y tejidos expuestos a dosis elevadas. Los criterios para la optimización de la protección radiológica y algunas recomendaciones y buenas prácticas internacionales, la cuales se tratan en el Capítulo IV, los cuales se basan en el principio ALARA.

El Capítulo V, la Guía de Protección Radiológica Ocupacional para el Departamento de Física de la Universidad del Valle de Guatemala, reúne la información contenida en los capítulos anteriores, adaptada para su observación y aplicación en el Laboratorio C-112, así como la lista de radionucleidos presentes en el mismo, tipo de decaimiento y las tasas de dosis emitida por los mismos.

Las conclusiones y recomendaciones están contenidas en el Capítulo VI, en las que se reúne una lista de acciones a implementar basadas en el marco regulador nacional y las recomendaciones internacionales, para toda instalación que posea fuentes radiactivas.

En los anexos se incluye información pertinente a la clasificación de fuentes radiactivas según las prácticas en las que comúnmente son utilizadas, la cual facilitará la clasificación

de fuentes radiactivas o material nuclear que pueda ser adquirido en el futuro con fines educativos y/o de investigación dentro del laboratorio de Física de la UVG.

Por último, se espera que a través de la guía de seguridad y protección radiológica ocupacional para el departamento de Física de la Universidad del Valle de Guatemala (UVG), se constituya en un instrumento para optimizar el uso y cuidado de las aplicaciones docentes y de investigación relacionadas con la radiación ionizante; además de implementar los protocolos de seguridad física y protección radiológica relacionados a las fuentes radiactivas.

II. PRINCIPIOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

A. Introducción y conceptos básicos

1. Radiactividad y radiación. La radiactividad consiste en la transformación espontánea de los núcleos atómicos, esto implica la redistribución de los componentes del núcleo tendiendo a buscar una estructura más estable. Esto es posible mediante la emisión de partículas y/o radiación electromagnética buscando así su estado de mínima energía. Los nucleidos que se transforman espontáneamente son conocidos como radionucleidos o radionúclidos, los cuales pueden ser naturales o artificiales.

Aunque muchos nucleidos son estables, la mayoría no lo son; la estabilidad está determinada principalmente por el balance entre el número de neutrones y de protones contenidos en un núcleo. Núcleos pequeños y estables tienen aproximadamente el mismo número de protones y neutrones, mientras que los núcleos grandes tienen un poco más de neutrones que protones. Los núcleos con muchos neutrones tienden a transformarse en estructuras más estables mediante la conversión de un neutrón en un protón; este proceso es conocido como desintegración beta. Los núcleos con demasiados protones, convierten el exceso de protones a neutrones en forma diferente a la desintegración beta, ellos pierden carga positiva a través de la emisión de un positrón.

Estas transformaciones a menudo dejan el núcleo con energía que se pierde por emisión de rayos gamma, esto es, fotones de alta energía. La transformación espontánea de un núcleo se llama radiactividad y el exceso de energía emitida se denomina decaimiento y el núcleo que emite radiación se llama radionucleido. Algunos núcleos pesados decaen mediante la producción de una partícula alfa que consta de dos protones y dos neutrones, siendo éstas idénticas a un núcleo de helio, la partícula alfa es mucho más pesada que las partículas beta, dado que lleva dos unidades de carga positiva.

2. Radiación natural. Muchos radionucleidos están presentes en la naturaleza; por ejemplo, el carbono, principalmente en forma de Carbono-12 con seis protones y seis neutrones, siendo completamente estable. Las interacciones de los rayos cósmicos con la atmosfera pueden producir Carbono-14, un radionucleido que consta de

seis protones y ocho neutrones. El Carbono-14 con sus neutrones extra, se desintegra por el intercambio de un neutrón en un protón y se emite una partícula beta; de esta manera, el nucleido se transforma en Nitrógeno-14 estable, que consta de siete protones y siete neutrones. La medición de estos decaimientos en los materiales que contienen carbono son la base de la técnica de fechado por carbono.

Otros radionucleidos naturales se forman por secuencias (cadenas) o series de desintegraciones que se originan a partir de los elementos de uranio y torio. Cada uno de estas series termina en un nucleido estable de plomo, pero estos también pasan a través de otros radionucleidos familiares.

3. Energía de la radiación. La energía de varios tipos de radiación; es decir, partículas alfa, beta y gamma, por lo general se expresa en la unidad electrón-volt y su símbolo es: eV. A menudo se utilizan los múltiplos de esta unidad, tal como el MeV, etc. Por ejemplo, la energía de las partículas alfa emitidas por el Polonio-214 es de aproximadamente 7.7 MeV. Las partículas beta emitidas por Plomo-214, formado en la serie de desintegración del Uranio-238, tiene una misma energía máxima de 1.0 MeV, y los rayos gamma producidos por la misma tienen una energía de hasta 0.35 MeV.

Durante las últimas décadas, varios cientos de isótopos radiactivos (radioisótopos) de los elementos naturales se han producido de forma artificial, incluyendo, por ejemplo, el Estroncio-90, el Cesio-137 y el Yodo-131. Varios de los nuevos elementos radiactivos, también han sido producidos en cantidades, por ejemplo, el Prometio y el Plutonio, aunque este último solamente ocurre naturalmente en pequeñas cantidades en minerales de uranio.

4. Fuentes de radiación ionizante. Las radiaciones ionizantes pueden ser emitidas en el proceso de desintegración de núcleos inestables o por excitación de átomos, los núcleos en reactores nucleares, máquinas de rayos X, ciclotrones y otros dispositivos generadores de radiación ionizante. En los rayos gamma (γ) por desintegración radiactiva, a menudo se producen de forma conjunta partículas o rayos alfa (α) o beta (β). Cuando un núcleo emite una partícula α o β , el núcleo hijo a veces queda en estado de excitación, que luego regresa a un nivel de energía inferior

emitiendo un rayo γ , de la misma manera que un electrón atómico salta de un nivel de energía mayor a un nivel de energía inferior emitiendo luz visible. Tanto la radiación natural de fondo de fuentes cósmicas, terrestres y las radiaciones artificiales, causan ionización de átomos y moléculas, que puede causar lesión o daño en las células.

Los organismos vivos están continuamente expuestos a las radiaciones ionizantes por fuentes naturales. Además, las exposiciones a las fuentes radiactivas pueden ocurrir o bien se producen como consecuencia de actividades ocupacionales y/o prácticas médicas. En general las fuentes radiactivas se categorizan por fuentes naturales y artificiales. (Véase la Tabla 1). Más del 90% de la exposición a la radiación para el hombre se produce a partir de fuentes naturales, como, por ejemplo, rayos cósmicos, fuentes terrestres provenientes de la corteza terrestre, el aire, los alimentos, el agua y el cuerpo humano mismo. La exposición artificial hacia la población se produce principalmente a partir de los usos médicos de la radiación y los radioisótopos en el cuidado de la salud, fuentes ocupacionales utilizadas en generadores de electricidad a partir de plantas eléctricas con reactores nucleares, los usos industriales de técnicas nucleares y en el pasado de las pruebas de armas nucleares. El uso de la radiación ionizante en el diagnóstico médico (radiodiagnóstico) y la terapia (radioterapia) se ha generalizado y se incrementa constantemente debido a nuevas aplicaciones en el cuidado de la salud. Es ampliamente aceptado que la exposición a la radiación por radiodiagnóstico puede ser reducida significativamente a través de la aplicación de medidas de seguridad adecuadas y la optimización de procedimientos en prácticas médicas. [2].

Tabla 1 - Promedio de dosis efectiva anual de radiación ionizante para individuos (de acuerdo al año 2000)

Fuente	Dosis (mSv)	Rango (mSv)
Fondo natural		
Exposición externa		
Cósmica	0.4	0.3 – 1.0
Terrestre	0.5	0.3 – 0.6
Exposición interna		
Inhalación (principalmente Radón)	1.2	0.2 – 10
Ingesta	0.3	0.2 – 0.8
Total	2.4	1 – 10

Ref. IAEA - Radiation Biology: A Handbook for Teachers and Students, 2010. Pág. 14.

Continuación Tabla 1.

Fuente	Dosis (mSv)	Rango (mSv)
Producida por el hombre (Artificial)		
Médica	0.4	0.04 – 1.0
Pruebas nucleares		0.15 – tiende a decrecer
Accidente de Chernóbil	0.002	0.04 – tiende a decrecer
Plantas de producción nuclear	0.0002	Tiende a decrecer
Total	2.8	1 – 10

Ref. IAEA - Radiation Biology: A Handbook for Teachers and Students, 2010. Pág. 14.

5. Tipos de radiación ionizante. La radiación ionizante puede ser dividida en directa o indirectamente ionizante en función de su capacidad para ionizar la materia, El potencial de ionización de átomos, es la energía mínima que se requiere para ionizar un átomo, esta puede oscilar desde algunos pocos electrón-voltio (eV) para los elementos alcalinos hasta 24.5 para el Helio.

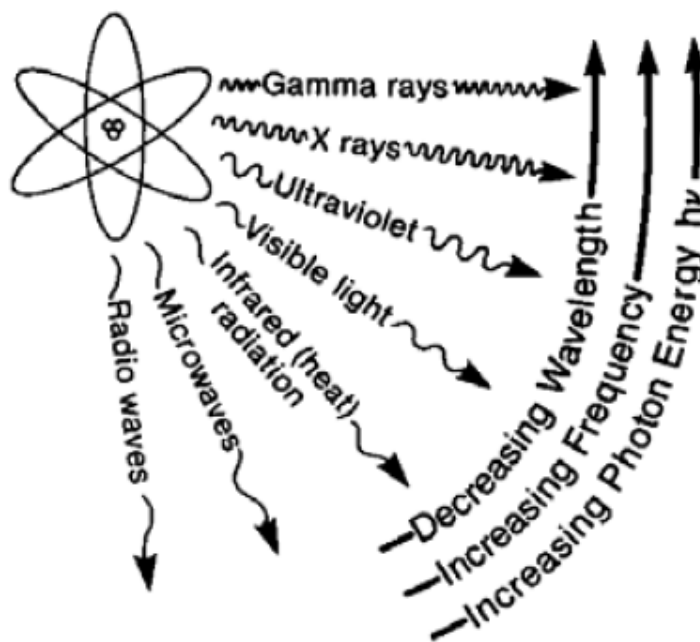
La radiación directamente ionizante deposita su energía en el medio que atraviesa a través de interacciones de Coulomb entre la partícula cargada que está atravesando el medio y los electrones orbitales de los átomos del medio.

La radiación indirectamente ionizante deposita la energía en el medio en dos pasos: En el primero, la partícula neutra transfiere su energía a una segunda partícula cargada por medio de varias interacciones (efecto fotoeléctrico, efecto Compton, producción de pares, etc.). En el segundo paso, la partícula (a la que le fue transferida la energía de la primera partícula), transferirá la energía al medio, a través de excitaciones atómicas e ionizaciones con los electrones orbitales del medio.

Para la comprensión de los efectos biológicos que se producen, la mayoría de los tipos de partículas de radiación ionizante son directamente ionizantes; es decir, partículas individuales con energía cinética suficiente que puede afectar la estructura atómica del medio absorbente por el cual atraviesan, produciendo químicos y daños biológicos a las moléculas. En contraste, las radiaciones electromagnéticas, denominadas Rayos Gamma (γ) y Rayos X, son indirectamente ionizantes ya que no producen daño químico o

biológico por sí mismos, pero producen electrones secundarios; esto es, partículas cargadas después de la absorción de energía en el material o medio que penetraron.[2].

Figura 1 - Esquema del espectro electromagnético



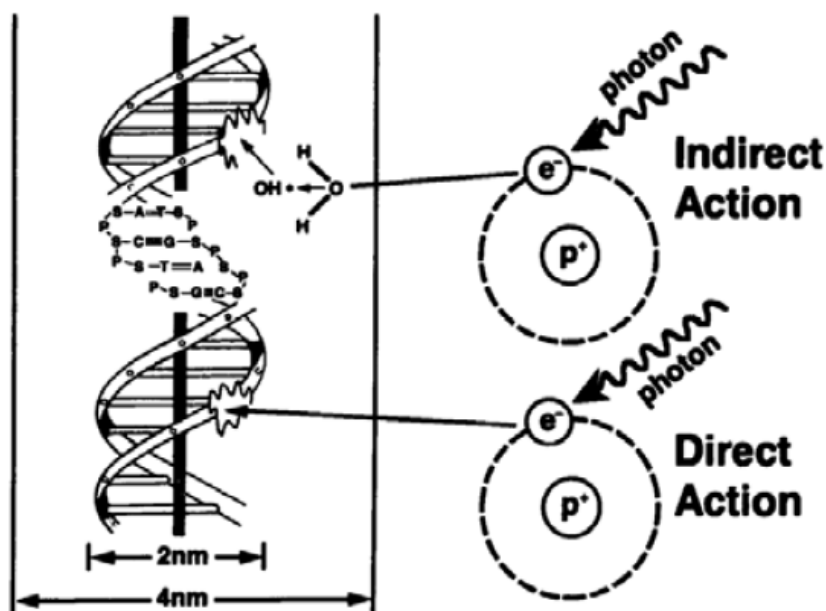
Ref. IAEA - Radiation Biology: A Handbook for Teachers and Students, 2010. Pág. 14.

a. Radiación electromagnética. La radiación electromagnética incluye: las ondas de radio, microondas, luz visible, luz ultravioleta, rayos X y rayos γ . (Véase la Figura 1 - Esquema del espectro electromagnético). Estas ondas se caracterizan esencialmente por la energía que transportan. La energía transportada puede tener la capacidad de remover electrones de su órbita en átomos; a esto se le llama radiación ionizante. La ionización es el proceso de eliminación de uno o más electrones de los átomos por medio de radiación ionizante dejando atrás a las partículas cargadas eléctricamente (un electrón y un ion cargado positivamente) que pueden producir posteriormente efectos biológicos importantes en el material irradiado (Véase la Figura 2 - Acción directa vs Acción indirecta). El átomo o molécula ionizadas o excitada se puede fragmentar para producir radicales libres o bien volver al estado basal emitiendo un fotón que interactuará con el medio. Si la energía transferida por la radiación ionizante hacia el átomo no es lo suficiente como para arrancar electrones de sus orbitas, los electrones pueden pasar de

orbitales de menor energía a orbitales con mayor energía, en este caso se dice que el átomo quedó excitado. Las otras radiaciones del espectro electromagnético que no alcanzan el nivel de energía necesario para arrancar electrones en un átomo, son llamadas radiaciones no ionizantes.

Las radiaciones no ionizantes son generalmente consideradas inofensivas para los tejidos biológicos en niveles inferiores a los que causan efectos de calentamiento, aunque siguen existiendo controversias en este ámbito y la investigación está en curso. Los teléfonos celulares, el radar, infrarrojos, ondas de radio, microondas, luz visible y el ultrasonido caen en esta categoría. Debido a las longitudes de onda más largas, la energía que transportan es muy pequeña como para que pueda causar cambios químicos significativos en los átomos o moléculas del medio. Sin embargo, la demarcación exacta entre partes de radiación no ionizantes del espectro es un tanto arbitraria porque algunas moléculas pueden ser ionizadas con muy poca energía, es este sentido la radiación UV puede comportarse de manera similar a los rayos X y/o γ . [2].

Figura 2 - Acción directa vs Acción indirecta



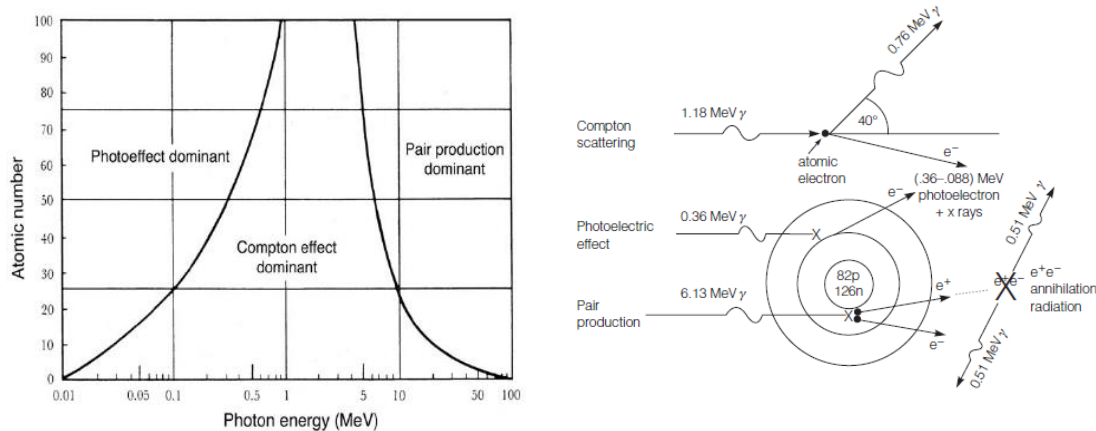
b. Interacciones de la radiación electromagnética. Cuando la radiación electromagnética viaja a través de la materia, esta puede ser transmitida sin transferir cualquier cantidad de energía o bien su intensidad puede reducirse o atenuarse por la interacción con el material atravesado. La atenuación se produce debido a las interacciones de fotones individuales con los átomos del medio. Efectos biológicos surgen cuando las radiaciones electromagnéticas, principalmente los rayos X y/o los rayos γ , se dispersan o son absorbidos por los átomos de los órganos o tejidos. La mecánica cuántica considera a la radiación electromagnética como fotones. La energía de un fotón por radiación electromagnética está dada por la ecuación de Planck:

$$E = h \nu = \frac{h c}{\lambda}$$

1

Donde, E es la energía del fotón, h es la constante de Planck, y ν es la frecuencia del fotón. Los efectos biológicos de la radiación se presentan cuando la radiación ionizante interactúa con un organismo o tejido y ésta deja parte de su energía detrás. El proceso por el cual los fotones electromagnéticos son absorbidos en la materia depende de su energía y el número atómico del material absorbente. Los fotones que pasan a través de la materia transfieren su energía a través de los siguientes procesos principales: absorción fotoeléctrica (efecto fotoeléctrico), dispersión Compton y la Producción de pares (Véase la Figura 3). [2].

Figura 3 - Tipos dominantes de interacciones como función del número atómico Z del medio absorbente y la energía de la radiación por fotones



Ref. IAEA – Radiation Oncology Physics: A handbook for Teachers and Students. 2005. Pág. 37.

Ref. Radiation protection: A guide for scientist, regulators and physicians. 2002. Pág. 40.

c. Efecto fotoeléctrico (absorción fotoeléctrica). En la absorción fotoeléctrica o efecto fotoeléctrico, el fotón interactúa con un electrón perteneciente a capas internas en el átomo del medio absorbente y se transfiere la totalidad de su energía al electrón que es expulsado de la capa u orbita atómica que éste ocupa. El fotón incidente desaparece y la energía transferida se utiliza para superar a la energía de enlace del electrón en el átomo, el resto de energía se transfiere como energía cinética al fotoelectrón resultante. Por lo tanto, la energía cinética total del fotoelectrón expulsado es igual a la energía del fotón incidente menos la energía de enlace del electrón.

$$\text{Energía cinética (electrón)} = h\nu - E_b$$

2

Donde $h\nu$ es la energía del fotón incidente, y E_b es la energía de enlace del electrón en el átomo. El fotoelectrón expulsado viaja cierta distancia dentro del medio absorbente y pierde su energía a través de ionizaciones secundarias. De esta manera, toda la energía del fotón incidente se deposita en el tejido irradiado. Como resultado de la interacción, el átomo que participó en la interacción fotoeléctrica queda completamente ionizado. La vacante o espacio creado por la expulsión del electrón es inmediatamente ocupado por otro electrón de un orbital externo del átomo, emitiendo la diferencia de energía como un fotón entre las respectivas órbitas características de baja energía.

El efecto fotoeléctrico es el mecanismo de transferencia de energía dominante para fotones de rayos X y γ que tienen energía por debajo de los 50 KeV en tejidos biológicos, sin embargo, es mucho menos importante a altas energías. [2].

d. Dispersión de Compton (Efecto Compton). El proceso de deposición de energía llamado Efecto Compton se produce cuando un fotón incidente interactúa con un electrón orbital exterior cuya energía de enlace es menor en comparación con la del fotón incidente. En esta interacción, el fotón incidente transfiere su energía a un electrón atómico causando su expulsión desde el átomo. El fotón "nuevo" se dispersa con el resto de su energía original en dirección diferente a la del fotón incidente. Por lo tanto, la dispersión de Compton provoca ionización del átomo absorbente debido a la pérdida de un electrón. El electrón dispersado (partícula secundaria) viaja a través de cierta trayectoria en la materia y finalmente pierde energía mediante varios eventos de

ionización y excitación para convertirse en parte del material. La probabilidad de la dispersión de Compton disminuye conforme aumenta la energía de los fotones. Es el mecanismo de absorción principal para rayos X y/o γ en el rango de energía inmediata desde 100 KeV a 10 MeV. Este rango está en el intervalo de radiación terapéutica y también forma la mayor parte de la radiación γ presente en una explosión nuclear. [2].

e. Producción de pares. Cuando un fotón de alta energía (energía > 1.02 MeV) interactúa con los átomos del medio, el fotón incidente se puede convertir espontáneamente en la masa del par formado de un electrón y un positrón por la interacción de la fuerza de Coulomb en la vecindad del núcleo. Las partículas cargadas opuestamente son emitidas en direcciones opuestas entre sí y pueden causar daños en forma de partículas de carga secundarias. Un positrón es el equivalente anti-materia de un electrón, tiene la misma masa que un electrón, pero tiene una carga positiva igual en magnitud a la carga negativa de un electrón. La energía del fotón que interactúa con la masa en reposo equivalente de las dos partículas (1.02 MeV) aparece como la energía cinética del par y el núcleo disperso. El positrón tiene una vida muy corta y al final de la misma, se combina con un electrón libre. La masa entera de estas dos partículas se convierte entonces en dos fotones γ , cada uno con 0.51 MeV de energía emitida en direcciones opuestas. Los electrones secundarios (o positrones) producidos en cualquiera de estos tres procesos con frecuencia tienen suficiente energía para producir muchas más ionizaciones. [2].

f. Dependencia del número atómico. La deposición de la energía por radiación depende de la energía de la radiación y del número atómico Z del material absorbente. El coeficiente de absorción de masa de la absorción fotoeléctrica varía directamente proporcional con el cubo del número atómico del medio absorbente (Z^3). El número atómico efectivo del hueso por ejemplo es aproximadamente el doble que la de los tejidos blandos y la probabilidad de que un fotón sea absorbido en el hueso es aproximadamente de seis veces mayor que en un medio con espesor igual al de tejidos blandos. El hueso está compuesto principalmente de calcio, mientras que los tejidos blandos se componen de elementos de bajo número atómico tales como carbono, hidrógeno y oxígeno. Por otra parte, los coeficientes de absorción para el efecto de Compton y el efecto Fotoeléctrico son vitales para aplicaciones en diagnóstico por rayos

X y en terapia del cáncer. En la radioterapia se prefieren fotones de alta energía en el rango de 1 a 10 MeV por que la dosis absorbida es casi la misma en el hueso que en los tejidos blandos, mientras que los fotones de baja energía se prefieren en radiodiagnóstico debido a su gran contraste logrado por la absorción en los tejidos. [2].

g. Capa Hemirreductora (half-value layer – HVL). Cuando la radiación electromagnética como los rayos X y/o γ pasan a través de la materia, su intensidad se reduce o atenúa al aumentar la profundidad del medio debido a las interacciones de deposición gradual de energía. Esto se traduce en una disminución de fotones, debido al efecto fotoeléctrico y a la dispersión de Compton. La probabilidad de absorción en una capa de medio absorbente es proporcional a la densidad de masa del mismo. Para un haz de fotones mono energéticos, una fracción constante disminuye a medida que el haz viaja a través de cada unidad de espesor en el medio absorbente. Esto da lugar una disminución exponencial de la intensidad, con un aumento en el espesor representado por la siguiente expresión:

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

3

Donde $I(x)$ es la intensidad para el grosor x , I_0 es la intensidad inicial en la superficie del medio absorbente, $\mu = n \sigma$ es el coeficiente de absorción medido en cm^{-1} , n es el número de átomos por cm^3 en el material, σ es la sección transversal de absorción en cm^2 , y x es el espesor del material en cm. El espesor del medio absorbente que reduce la intensidad de los fotones a la mitad de su intensidad inicial se llama capa de valor medio o capa hemirreductora.

La absorción de un haz depende de la masa y del espesor del medio absorbente y de la energía del haz. Los fotones de baja energía son mucho más propensos a ser absorbidos completamente que los fotones de alta energía, por ejemplo, en los primeros 1.5 cm de agua, se absorben 40% de los Rayos X de 50 kVp. La probabilidad de que un fotón interactúe con un electrón orbital es óptima cuando su energía es igual a la energía de enlace de los electrones en el átomo. A manera de ejemplo, el coeficiente total de absorción del aluminio ($Z=13$) para rayos γ y mapeado contra la energía de los fotones muestra como la dispersión de Compton domina a este rango energético. En contraste,

el coeficiente total de absorción del plomo ($Z=82$) para rayos γ , mapeado contra la energía de los fotones muestra que el efecto fotoeléctrico domina a bajas energía y producción de pares domina por encima de 5 MeV. En general, el plomo se utiliza comúnmente para proteger el cuerpo de la exposición a la radiación debido a sus propiedades adecuadas de HVL. [2].

6. Radiación de partículas. La radiación de partículas; esto es, partículas α , β (electrones), protones, neutrones u iones, también producen efectos que causan procesos de ionización y excitación aleatoria en átomos o moléculas en el material que atraviesan. El paso de partículas cargadas, electrones y los iones cargados positivamente, causan daños intensos (deposición de energía) a las moléculas a lo largo de la trayectoria de acceso en el tejido vivo debido a las fuertes interacciones electrostáticas entre la partícula que está viajando en el medio y los electrones del átomo del medio. [2].

a. Partículas elementales cargadas. Los protones con una unidad de masa y carga positiva, causan menor daño que las partículas α (núcleos de Helio), porque la tasa de deposición de energía varía inversamente proporcional a la velocidad de la partícula y directamente proporcional al cuadrado de la carga. Al mismo nivel de energía, las partículas α tienen una menor velocidad debido a su mayor masa y además llevan el doble de carga de un protón. Los materiales radiactivos a menudo liberan partículas α , que son una forma de radiación altamente ionizante, pero tienen baja capacidad de penetración. Estas pierden su energía rápidamente y penetran sólo unas pocas decenas de micras de tejido corporal; por su baja capacidad de penetración, pueden ser absorbidos totalmente por una hoja de papel. Las partículas β ; son electrones, y también son emitidas por núcleos radiactivos, así como pueden ser desplazados de átomos y moléculas por rayos X y γ , como se discutió previamente. Estos llevan una sola carga negativa, pero su trayectoria de acceso en materiales, tales como material absorbente o tejido es completamente errática debido a la ligereza de su masa (aproximadamente $1/2000$ que la de un protón). La capacidad de ionización de los electrones de alta energía ionizante es menos eficiente que las partículas α debido a su menor masa, que resulta en mayor velocidad y carga más baja. Por lo tanto, penetran los tejidos a una profundidad mayor que las partículas α . Sin embargo, las partículas β no penetran más allá de la piel del cuerpo humano. [2].

b. Partículas sin carga. Los neutrones (n) son partículas sin carga con una masa muy similar a la de un protón y son del tipo de radiación indirectamente ionizante, que debido a que no tienen carga, éstas no participan en interacciones electrostáticas. Con la misma masa y energía, los neutrones son mucho más penetrantes que las partículas cargadas. Aunque los neutrones no interactúan fuertemente con los electrones de los átomos del material que atraviesan y no ionizan a los átomos directamente, producen una densidad de ionización en su trayectoria; es decir, debido a las interacciones que dejan atrás, la ionización es mucho mayor que en el caso de los rayos X. Los neutrones interactúan con los núcleos atómicos del medio y pierden energía por diferentes procesos de interacción en función de su energía (velocidad) y de la masa del núcleo que encuentran en su trayectoria. En los tejidos blandos, debido a la abundancia de protones con una masa igual a la de los neutrones, los neutrones rápidos (> 1 MeV) pierden energía mayormente por dispersión elástica a través de procesos de colisión que producen protones de alta energía de retroceso, que a su vez depositan energía por interacciones electrostáticas con electrones del tejido como se describió anteriormente. Los neutrones comienzan a interactuar por dispersión inelástica a energías superiores a los 6 MeV, los neutrones rápidos pueden interactuar con núcleos de carbono y oxígeno para producir partículas α , protones de retroceso y partículas nucleares más pesadas.

Los neutrones rápidos se pueden producir con neutrones térmicos a través de un proceso llamado moderación. En los reactores, generalmente agua pesada, agua liviana, o grafito se utilizada para moderar los neutrones. Los neutrones térmicos tienen una sección eficaz mucho mayor que los neutrones rápidos, por lo tanto, pueden ser absorbidos más fácilmente por cualquier núcleo atómico con los que colisionan, creando un isótopo del elemento irradiado más pesado e inestable. La mayoría de los reactores de fisión usan un moderador de neutrones para reducir la velocidad o termalizar los neutrones que son emitidos por fisión nuclear de modo que son capturados más fácilmente, causando mayor fisión. Esta capacidad de los neutrones para producir núcleos radiactivos (activación de neutrones) que luego producen radiaciones ionizantes por su decaimiento puede utilizarse para analizar la composición atómica de ciertos materiales. [2].

c. Iones. Los núcleos de los átomos de carbono, neón, silicio y argón forman iones cargados cuando uno o más electrones orbitales han sido removidos. Estos pueden acelerarse a cientos de energías en el orden de MeV en instalaciones con aceleradores especiales. Los iones cargados con alta energía ofrecen ventajas especiales en la radioterapia contra el cáncer debido a la distribución de energía a lo largo de su trayectoria que tiene un pico alto en su extremo (Pico de Bragg). Esto permite la posibilidad de depositar altas densidades de energía en profundidad en el tejido, sin embargo, este tipo de instalaciones son muy limitadas debido a los altos costos y requerimientos técnicos sofisticados. [2].

7. Transferencia lineal de energía – LET. Cuando la radiación ionizante atraviesa la materia pierde energía poco a poco a través de diversos procesos de interacción a lo largo de su trayectoria en el medio. Para cualquier material o medio particular la tasa de pérdida de energía depende de la energía y el tipo de radiación, así como la densidad del material (Véase la Tabla 2 - Valores típicos de LET de radiación ionizante). La densidad de energía por deposición en un material tal como el tejido se llama transferencia lineal de energía de la radiación (Linear Energy Transfer – LET, por sus siglas en inglés).

La transferencia lineal de energía (LET) se define como la energía media depositada por unidad de longitud en la trayectoria de la radiación

$$L_{\Delta} = \left(\frac{dE}{d\ell} \right)_{\Delta}$$

4

Donde dE es la pérdida de energía que se produce al recorrer la distancia $d\ell$ y Δ es una cota superior de la energía transferida en una colisión simple. Su la unidad de media está dada en keV/ μm . [6], Pág. 147. Tenga en cuenta que la LET varía a lo largo de la longitud de la trayectoria de las partículas cargadas en función de la energía depositada en el tejido, disminuyendo así su velocidad en el proceso.

La tasa de transferencia de energía ($-dE/d\ell$, pérdida de energía por unidad de distancia) se produce de tal manera que hay un pico de deposición de energía en el

extremo de la trayectoria (pico de Bragg). La LET esencialmente indica la calidad de los diferentes tipos de radiaciones y su importancia se debe al efecto biológico causado por la radiación; a esto se le conoce como eficacia biológica relativa, (se describe más adelante), y la misma depende de la LET promedio. [2].

Las partículas cargadas tienen generalmente más alta LET que los rayos X y γ debido a su mayor capacidad de deposición de energía a lo largo de la trayectoria de la partícula. Las radiaciones se clasifican generalmente por baja y alta LET; la radiación de partículas son generalmente radiaciones con alta LET, mientras que los rayos X y γ son radiaciones de baja LET por su escasa ionización. (Véase la Tabla 2).

En general, la RBE de una radiación aumenta con la LET hasta un valor de aproximadamente $100 \text{ keV}/\mu\text{m}$, por encima de este valor comienza a disminuir debido a la deposición de energía de exceso necesaria para causar efectos biológicos. Los eventos de pérdida de energía se distribuyen aleatoriamente a lo largo de la trayectoria del fotón o partícula cargada. Para las radiaciones de baja LET, los eventos de deposición de energía a lo largo de la trayectoria del fotón son escasos en relación con las dimensiones de las biomoléculas tales como el ADN, con el resultado de que los fotones pueden pasar a través de una molécula sin depositar cualquier cantidad de energía. Para tales radiaciones la cantidad de energía depositada en una región de la trayectoria es similar en dimensiones a las moléculas biológicas variando ampliamente desde unos pocos eV hasta varios cientos de electrón-voltios. Para la radiación de alta LET, los eventos de pérdida de energía son están estrechamente espaciados y ocurrirá deposición de energía a lo largo de toda de la trayectoria con dimensiones similares a las dimensiones de las biomoléculas. [2].

Tabla 2 - Valores típicos de LET de radiación ionizante

Radiación	Transferencia Lineal de Energía, keV/μm
Rayos γ – Co 60	0.2
Rayos X – 250 kVp	2.0
Protones – 10 MeV	4.7
Protones – 150 MeV	0.5

Ref. IAEA - Radiation Biology: A Handbook for Teachers and Students, 2010. Pág. 21.

Continuación Tabla 2.

Radiación	Transferencia Lineal de Energía, keV/μm
Neutrones – 14 MeV	12
Partículas α – 2.5 MeV	166
Iones de Hierro (Fe^+) – 2 GeV	1000

Ref. IAEA - Radiation Biology: A Handbook for Teachers and Students, 2010. Pág. 21.

8. Eficacia biológica relativa – RBE. La eficacia biológica relativa (RBE, por sus siglas en inglés), se define como la medida de la eficacia relativa de diferentes tipos de radiación para incidir un determinado efecto en la salud, expresada como la razón inversa de las dosis absorbidas de dos tipos de radiación diferentes que producirían el mismo grado de un punto final biológico definido.

Los valores de eficacia biológica relativa que provocan la aparición de efectos deterministas se relacionan de forma que representen los efectos deterministas graves de importancia para la preparación y respuesta en caso de emergencia. Los valores de $RBE_{T,R}$ correspondientes específicamente al tejido T y a la radiación R en relación con la aparición de determinados efectos deterministas graves son los que se indican en la Tabla 3. [6].

Tabla 3 - Eficacia Biológica Relativa (RBE)

Efecto en la salud	Órgano crítico	Exposición	$RBE_{T,R}$
Síndrome hematopoyético	Médula ósea roja	Externa e interna γ	1
		Externa e interna n	3
		Interna β	1
		Interna α	2
Neumonitis	Pulmón	Externa e interna γ	1
		Externa e interna n	3
		Interna β	1
		Interna α	7

Ref. IAEA – Normas Básicas Internacionales de Seguridad, 2011. Pág. 123.

Continuación Tabla 3.

Efecto en la salud	Órgano crítico	Exposición	$RBE_{T,R}$
Síndrome gastrointestinal	Colon	Externa e interna γ	1
		Externa e interna	3
		Interna β	1
		Interna α	0
Necrosis	Tejido	Externa β, γ	1
		Externa n	3
Descamación húmeda	Piel	Externa β, γ	1
		Externa n	3
Hipotiroidismo	Glándula tiroides	Incorporación de isótopos de yodo	0.2
		Otras sustancias tiroidótropas	1

Ref. IAEA – Normas Básicas Internacionales de Seguridad, 2011. Pág. 123.

B. Riesgos radiológicos

La acumulación desde 1990 de datos celulares y en animales de experimentación relacionados con la tumorigénesis inducida por radiación, ha fortalecido la visión de que los procesos de respuesta al daño del ADN en células únicas son de una importancia crítica en el desarrollo de un cáncer después de la exposición a radiación. Estos datos, junto con los adelantos en el conocimiento del proceso cancerígeno en general, aumenta la confianza en que la información detallada sobre la respuesta/reparación del daño al ADN y la inducción de mutaciones en genes/cromosomas puede contribuir significativamente a las estimaciones sobre el incremento, asociado a la radiación, de la incidencia de cáncer a dosis bajas. Este conocimiento también influye en las estimaciones sobre la eficacia biológica relativa (RBE), los factores de ponderación de la radiación y los efectos de la dosis y de la tasa de dosis. Por lo que, los adelantos en la comprensión de los efectos de la radiación sobre el ADN, como la inducción de formas complejas de rotura de ambas cadenas del ADN, los problemas experimentados por las células para reparar correctamente estas formas complejas de daño al ADN y la consecuente aparición de mutaciones en los genes/cromosomas. Los adelantos en el conocimiento microdosimétrico acerca de los aspectos de daño al ADN inducido por la radiación, también han contribuido significativamente a esta comprensión.

Aunque existen reconocidas excepciones, para los objetivos de la protección radiológica se considera que el peso de la evidencia sobre los procesos celulares fundamentales, junto con los datos de la respuesta a la dosis, sustentan la opinión de que en el rango de las dosis bajas, por debajo de alrededor de 100 mSv, es científicamente verosímil suponer que la incidencia de cáncer o de efectos heredables crecerá en proporción directa al aumento de la dosis equivalente en los órganos y tejidos pertinentes.

Por lo tanto, en un sistema de protección radiológica por recomendación de la Comunidad Internacional, se continuará con la suposición de que, a las dosis por debajo de alrededor de 100 mSv, un aumento dado en la dosis producirá un incremento directamente proporcional de la probabilidad de desarrollar un cáncer o efectos heredables atribuibles a la radiación. Este modelo de la respuesta a la dosis generalmente es conocido como “lineal sin umbral” (LNT del inglés “Linear-Non-Threshold”). [4].

En general, en instalaciones radiactivas los riesgos radiológicos presentes son los siguientes:

- Irradiación externa.
- Contaminación radiactiva, que puede ser interna o externa.

Para el caso, en instalaciones radioactivas del área de salud, las cuales son más comunes en Guatemala, los riesgos radiológicos a los que se expone el personal dentro de las mismas estará asociado según la práctica o uso de las fuentes radiactivas y/o equipo generador de radiaciones.

1. Radiodiagnóstico. En instalaciones de Radiodiagnóstico, el único riesgo posible es el de irradiación externa, que sólo se produce cuando está en funcionamiento el tubo de rayos X, es decir, únicamente cuando el aparato se “dispara” o es activado por el personal ocupacionalmente expuesto. [11].

En radiodiagnóstico se consideran fuentes de radiación a todos los equipos dotados de tubo de rayos X cuando éste está en funcionamiento, lo mismo se pueden especificar como:

- Radiografía convencional y digital
- Radiografía por fluoroscopia
- Radiografía con equipos móviles
- Radiografía por fluoroscopia con equipos móviles
- Radiología intervencionista
- Mamografía
- Radiografía dental
- Tomografía computarizada
- Densitometría ósea

2. Radioterapia. En las instalaciones de Radioterapia, el riesgo común es el de irradiación externa, que afectará de forma parcial o total el organismo o blanco irradiado. Para el caso de Radioterapia metabólica, existe además el riesgo de contaminación. [11].

Las fuentes de radiación en radioterapia son:

- Aceleradores Lineales Clínicos (electrones y/o fotones)
- Equipos de rayos X para la simulación del tratamiento
- Tele cobaltoterapia
- Irradiadores isotópicos de muestras biológicas
- Emisores beta y gamma usados en braquiterapia

3. Medicina nuclear y laboratorios. En las instalaciones de Medicina Nuclear y en los laboratorios que utilicen fuentes no selladas, los riesgos posibles son los de irradiación externa y/o contaminación interna y externa. En los laboratorios de Radioinmunoanálisis el riesgo de irradiación externa es bajo y en los laboratorios donde sólo se manipula tritio el riesgo es, únicamente de contaminación. [11].

Las fuentes de radiación son los radionucleidos, emisores de radiación beta y/o gamma, que se encuentran en las siguientes áreas:

- Cámara caliente
 - Sala de preparación de mono dosis de radiofármacos y muestras
 - Sala de administración de mono dosis
 - Laboratorios
 - Áreas de adquisición de imagen diagnóstica
 - Sala de espera de pacientes a los que se les haya administrado radiofármacos
- Habitaciones de hospitalización de radioterapia metabólica
 - Aseos para pacientes a los que se les haya administrado radiofármacos
- Almacén de residuos
 - Unidades de Radio farmacia
 - Unidades de producción de radionucleidos de vida corta

C. Normas básicas de protección y límite de dosis

1. Clasificación del personal. De acuerdo a las Normas Básicas Internacionales de Seguridad del OIEA [6], en general a las personas que por circunstancias de su trabajo o bien las actividades asociadas a su trabajo, bien sea de modo habitual u ocasional que están sometidas a riesgos de exposición a la radiación ionizante, las personas o personal se clasifican de la siguiente manera:

a. Trabajador ocupacionalmente expuesto. Se le considera así a todo trabajador que realice actividades vincularas con la aplicación de la radiación ionizante.

b. Estudiante: Personas en formación que deben usar, manipular u operar con fuentes radiactivas.

c. Miembros del público. Cualquier individuo de la población guatemalteca que no sea sometido a exposiciones médicas u ocupacionales, además se considera miembros del público:

- A los trabajadores no expuestos
- Los trabajadores expuestos, fuera de su horario de trabajo
- Usuarios de instituciones sanitarias mientras no estén siendo atendidos como pacientes con fines diagnósticos o terapéuticos
- Cualquier otro individuo de la población

2. Clasificación de zonas. En las Normas Básicas Internacionales de Seguridad del OIEA (párr. 3.88.) se establecen las directrices siguientes:

«Los empleadores, los titulares registrados y los titulares de licencias establecerán y mantendrán disposiciones organizativas, de procedimiento y técnicas en relación con la designación de zonas controladas y zonas supervisadas, las reglas locales y la monitorización radiológica del lugar de trabajo, en un programa de protección radiológica relativo a la exposición ocupacional. »

a. Zonas controladas.

«Los titulares registrados y los titulares de licencias designarán como zona controlada toda zona en la que se requieran o pudieran requerirse medidas de protección y seguridad específica para:

- Controlar las exposiciones o impedir la dispersión de la contaminación en condiciones de funcionamiento normal.
- Prevenir o limitar la probabilidad y la magnitud de las exposiciones en casos de incidentes operacionales previstos y en condiciones de accidente. »

En particular, una zona debe ser designada como zona controlada cuando el Departamento de Física considere que hay necesidad de adoptar controles de procedimiento para asegurar un nivel óptimo y cumplimiento de los límites de dosis correspondientes. [6].

Por otro lado, el trabajo con fuentes radiactivas no selladas puede traer como resultado la contaminación del aire y de las superficies, y ello a la vez puede producir incorporaciones de material radiactivo por parte de los estudiantes y sus colaboradores.

Esta contaminación en general será de carácter intermitente, y normalmente no será posible controlar las incorporaciones confiando únicamente en los aspectos de diseño de los contenedores, o recipientes en los cuales están contenidos o almacenadas las fuentes radiactivas, particularmente en caso de accidente o incidente. Por lo tanto, serán necesarios procedimientos administrativos y operacionales, para impedir la posibilidad de una incorporación, y en general habrá que establecer zonas controladas.

En las Normas Básicas Internacionales de Seguridad (párr. 3.90.) se indica lo siguiente:

«Los titulares registrados y los titulares licenciados deberán:

- a. Delimitarán por medios físicos las zonas controladas o, cuando esto no sea razonablemente factible, por otros medios adecuados;
- b. Cuando una fuente se ponga en funcionamiento o sea energizada solo intermitentemente, o se traslade de un lugar a otro, delimitarán una zona controlada adecuada por medios apropiados en las circunstancias existentes y especificarán los tiempos de exposición;
- c. Colocarán el símbolo recomendado por la Organización Internacional de Normalización (ISO), así como instrucciones en los puntos de acceso a las zonas controladas y en lugares apropiados dentro de esas zonas;
- d. Establecerán medidas de protección y seguridad, comprendidas, según proceda, medidas físicas para controlar la dispersión de la contaminación y reglas y procedimientos locales para las zonas controladas;
- e. restringirán el acceso a las zonas controladas por medio de procedimientos administrativos tales como el uso de permisos de trabajo, y mediante barreras físicas, que podrían incluir dispositivos de cierre o enclavamiento, siendo el grado de restricción proporcional a la probabilidad y magnitud de las exposiciones;
- f. Proporcionarán, según proceda, en los puntos de entrada en las zonas controladas:
 - i. Equipo de protección personal;
 - ii. Equipo de monitorización radiológica individual y de monitorización radiológica del lugar de trabajo;

- iii. Un lugar adecuado para guardar las prendas de vestir personales;
- g. Proporcionarán, según procesa, en los puntos de salida de las zonas controladas:
 - i. Equipo de monitorización radiológica de la contaminación de la piel y las prendas de vestir;
 - ii. Equipo de monitorización radiológica de la contaminación de todo objeto o material que se retire de la zona;
 - iii. Instalaciones de lavado o ducha y otras instalaciones de descontaminación personal;
 - iv. Un lugar adecuado para guardar el equipo de protección personal contaminado;
- h. examinarán periódicamente las condiciones para evaluar si es necesario modificar las medidas de protección y seguridad o los límites de las zonas controladas;
- i. proporcionarán información, instrucción y capacitación apropiadas a las personas que trabajen en las zonas controladas. »

Sin embargo, tal vez no sea necesario establecer zonas controladas cuando se emplean solamente cantidades pequeñas de material radiactivo no sellado, o bien, cuando se manejan únicamente materiales con bajas concentraciones de radionucleidos naturales [6].

b. Zonas supervisadas. En las Normas Básicas Internacionales de Seguridad del OIEA (párr. 3.91.) se establecen las directrices siguientes:

«Los titulares registrados y los titulares de licencias designarán como zona supervisada toda zona que no haya sido ya designada como zona controlada, pero en la que sea preciso mantener en examen las condiciones de exposición ocupacional, aunque normalmente no sean necesarias medidas de protección y seguridad específicas. »

Así, el propósito esencial de una zona supervisada es determinar las partes del laboratorio que deban estar sujetas a una revisión regular de condiciones radiológicas para determinar si debe cambiarse la condición de la zona.

En las Normas Básicas Internacionales de Seguridad (párr. 3.92) se indica lo siguiente:

«Los titulares registrados y los titulares licenciados deberán, teniendo en cuenta la naturaleza y magnitud de los riesgos de radiación existentes en las zonas supervisadas:

- 1) Delimitarán las zonas supervisadas por medios apropiados;
- 2) Colocarán señales en los puntos adecuados de acceso a las zonas supervisadas; y
- 3) Examinarán periódicamente las condiciones para determinar toda necesidad de medidas protectoras y disposiciones de seguridad, o de modificaciones de los límites de las zonas supervisadas. »

3. Límites anuales de dosis para trabajadores expuestos. Los límites de dosis para los trabajadores y estudiantes ocupacionalmente expuestos se definen a continuación:

a. Exposición ocupacional. Para la exposición de trabajadores mayores de 18 años; es decir, personas en formación y estudiantes que deban manejar fuentes de radiación por razón de sus estudios, los límites de dosis son los siguientes:

- Una dosis efectiva de 20 mSv anuales promediada durante cinco años consecutivos (100 mSv en 5 años) y 50 mSv en un año cualquiera.
- Una dosis equivalente en el cristalino de 20 mSv anuales promediada durante cinco años consecutivos (100 mSv en cinco años) y de 50 mSv en un año cualquiera.
- Una dosis equivalente en las extremidades (manos y pies) o en la piel de 500 mSv en un año.

Se aplican restricciones en caso de exposición ocupacional de una trabajadora que haya comunicado su estado de gestión o lactancia.

Para la exposición de personas en formación y estudiantes de 16 a 18 años que están recibiendo capacitación para manejar fuentes de radiación y para la exposición de estudiantes de 16 a 18 años que utilizan fuentes por razón de sus estudios, los límites de dosis son:

- Una dosis efectiva de 6 mSv en un año.
- Una dosis equivalente en el cristalino de 20 mSv en un año.
- Una dosis equivalente en las extremidades (manos y pies) o en la piel de 150 mSv en un año.

b. Exposición del público. Para la exposición del público; es decir, personas que no utilizan fuentes de radiación, los límites de dosis son:

- Una dosis efectiva de 1 mSv en un año.
- En circunstancias especiales, podría aplicarse un valor más elevado de dosis efectiva en un solo año, siempre que el promedio de la dosis efectiva durante cinco años consecutivos no exceda de 1 mSv por año.
- Una dosis equivalente en el cristalino de 15 mSv en un año.
- Una dosis equivalente en la piel de 50 mSv en un año.

c. Límites de exposición para los radionucleidos descendientes del Radón y del Torón. La Tabla 4 muestra los límites de incorporación y exposición para los descendientes de radón y del torón.

Tabla 4 - Límites de incorporación y exposición para los radionucleidos descendientes del Radón y del Torón

Período de tiempo	Magnitud	Unidades	Descendientes del radón	Descendientes del torón
Promedio anual a lo largo de 5 años	Incorporación potencial de energía alfa	J	0.017	0.051
	Exposición potencial de energía alfa	J h/m ³	0.014	0.042
		Bq h/m ³ MNT	2.5 10 ⁶ 4.0	- 12
Máximo en un año	Incorporación potencial de energía alfa	J	0.042	0.127

Continuación Tabla 4.

Período de tiempo	Magnitud	Unidades	Descendientes del radón	Descendientes del torón
Máximo en un año	Exposición	J h/m ³	0.035	0.105
	potencial de	Bq h/m ³	6.3 10 ⁶	-
	energía alfa	MNT	10.0	30

Ref. OIEA – Protección radiológica ocupacional. Guía de Seguridad No. RS-G-1.1, 2004. Pág. 25

4. Protección especial durante el embarazo y la lactancia. Los requisitos fundamentales de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad indican lo siguiente:

«Requisito 39: Mujeres embarazadas y mujeres lactantes: Los titulares registrados y los titulares de licencias asegurarán la existencia de mecanismos para la protección radiológica apropiada en los casos en que una mujer esté o pueda estar embarazada o sea lactante.

Los titulares registrados y los titulares de licencias velarán por que se coloquen señales en los idiomas pertinentes en lugares públicos, salas de espera para pacientes, cubículos y otros lugares apropiados, y se utilicen también otros medios de comunicación, según proceda, para solicitar a las pacientes que deban someterse a un procedimiento radiológico que informen al médico realizador de procedimientos radiológicos, al tecnólogo radiológico o a otro miembro del personal ocupacional en caso de que:

- a. Estén o puedan estar embarazadas;
- b. Sean lactantes y el procedimiento radiológico previsto incluya la administración de un radiofármaco.

Los titulares registrados y los titulares de licencias asegurarán que existan procedimientos para determinar si una paciente en edad de procrear está embarazada antes de realizar un procedimiento radiológico que pueda dar lugar a una dosis importante para el embrión o el feto, de modo que esta información pueda tenerse en cuenta en la justificación del procedimiento radiológico y en la optimización de la protección y la seguridad.

Los titulares registrados y los titulares de licencias asegurarán que existan mecanismos para establecer si una paciente es o no lactante antes de realizar un procedimiento radiológico que implique la administración de un radiofármaco que pueda dar lugar a una dosis importante para un lactante al que se esté amamantando, de modo que esta información pueda tenerse en cuenta en la justificación del procedimiento radiológico y en la optimización de la protección y la seguridad. »

5. Exposiciones especialmente autorizadas. Las exposiciones especialmente autorizadas son aquellas situaciones excepcionales, excluidas las emergencias radiológicas, cuya ejecución hace necesario exponer a las personas al riesgo de recibir dosis superiores a los límites ocupacionales legalmente establecidos. Para estas circunstancias se exigen requisitos particulares que debe cumplir cualquier persona que participe en dichas operaciones. Dichos requerimientos son los siguientes:

- a. Sólo serán admitidos los trabajadores o personal ocupacionalmente expuestos.
- b. No se autorizará la participación en exposiciones especialmente autorizadas a:
 - 1) Las mujeres embarazadas y aquellas que en período de lactancia puedan sufrir una contaminación corporal de acuerdo a lo establecido en la sección anterior y a las recomendaciones internacionales.
 - 2) Las personas en formación o estudiantes que no tengan el conocimiento apropiado en el uso, manejo u operación de fuentes radiactivas.

Toda exposición especialmente autorizada deberá estar debidamente autorizada por la Dirección del programa de protección radiológica. Esta autorización solo se concederá cuando las exposiciones estén limitadas en el tiempo, se ajusten a determinadas zonas de trabajo y estén comprendidas dentro de los niveles máximos de dosis por exposición que defina para ese caso concreto el marco regulador vigente de protección radiológica.

6. Exposiciones excepcionales. Cuando se presente una situación cuya solución haga necesario exponer a personas al riesgo de recibir una dosis superior a los

límites de dosis fijados para los trabajadores expuestos, la operación que implique este riesgo tendrá la consideración de exposición excepcionalmente autorizada. El encargado de protección radiológica indicará a la Dirección la necesidad de autorización expresa de la Dirección General de Energía para llevar a cabo la mencionada operación, que podrá ser concedida o no, o sólo en determinadas condiciones. En cualquier caso, dichas exposiciones especialmente autorizadas deberán programarse de modo que se cumplan las siguientes condiciones:

- a. Sólo serán admitidos los trabajadores o personal ocupacionalmente expuestos.
- b. No se autorizará la participación en exposiciones especialmente autorizadas a:
 - 1) Las mujeres embarazadas y aquellas que en período de lactancia puedan sufrir una contaminación corporal de acuerdo a lo establecido en la sección anterior y a las recomendaciones internacionales.
 - 2) Las personas en formación o estudiantes que no tengan el conocimiento apropiado en el uso, manejo u operación de fuentes radiactivas.

La superación de los límites de dosis como consecuencia de exposiciones excepcionalmente autorizadas no será en sí misma, una razón para excluir al trabajador o estudiante expuesto de sus ocupaciones habituales o cambiarlo de puesto de trabajo sin su consentimiento.

7. Protección radiológica para la población. En las Normas Básicas Internacionales de Seguridad del OIEA se establecen las directrices siguientes:

«Requisito 29: Responsabilidades del gobierno y del órgano regulador específicamente relacionadas con la exposición del público: El gobierno o el órgano regulador establecerá las responsabilidades de las partes pertinentes que están relacionadas específicamente con la exposición del público, establecerá y aplicará los requisitos relativos a la

optimización, y establecerá, y el órgano regulador hará cumplir, los límites de dosis relativos a la exposición del público.

Requisito 30: Responsabilidades de las partes pertinentes específicamente relacionadas con la exposición del público: Las partes pertinentes aplicarán el sistema de protección y seguridad a fin de proteger a los miembros del público contra las exposiciones.

Requisito 31: Desechos radiactivos y descargas: Las partes pertinentes asegurarán que los desechos radiactivos y las descargas de materiales radiactivos en el medio ambiente se gestionen de acuerdo con la autorización.

Requisito 32: Monitorización y notificación: El órgano regulador y las partes pertinentes velarán por que se establezcan programas para la monitorización de fuentes y la monitorización del medio ambiente y se registren y faciliten los resultados de la monitorización. >>

III. MEDIDAS DE LA RADIACIÓN Y LOS EFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES

Para la evaluación de la dosis de exposición a la radiación se han desarrollado magnitudes dosimétricas especiales. Las magnitudes de protección radiológica fundamentales están basadas en la medición de la energía depositada en órganos y tejidos del cuerpo humano. Para relacionar la dosis de radiación al riesgo de la misma (detrimento), también es necesario tener en cuenta tanto las variaciones en la eficacia biológica de las radiaciones de diferente calidad, así como la diferencia en la sensibilidad de órganos y tejidos a la radiación ionizante.

En la definición y para el cálculo de la dosis efectiva los factores de ponderación recomendados w_R , se consideran las diferencias en la eficiencia de distintas radiaciones para causar efectos estocásticos mientras que los factores de ponderación de los tejidos w_T se contemplan las variaciones en la sensibilidad a la radiación de los distintos órganos y tejidos para la inducción de efectos estocásticos. Los factores de ponderación para las radiaciones caracterizadas para alta transferencia lineal energía (LET) se calculan para la inducción de efectos estocásticos a dosis bajas.

A dosis elevadas y sobre todo en situaciones de emergencia, las exposiciones a la radiación pueden causar efectos deterministas (reacciones tisulares). El perjuicio observable clínicamente, aparece por encima de una dosis umbral. La extensión del daño depende tanto de la dosis absorbida y de la tasa de dosis, como de la calidad de la radiación y de la sensibilidad del tejido. En general, se encuentra que los valores de la eficacia biológica relativa (RBE) para las reacciones tisulares causadas por las radiaciones de alta LET son más bajos que los obtenidos para los efectos estocásticos a dosis bajas y que también difiere la sensibilidad relativa de los tejidos. [4].

A. Dosis absorbida y dosis equivalente

El procedimiento comúnmente adoptado en protección radiológica para la evaluación de la dosis efectiva es usar como magnitud física fundamental a la dosis absorbida. La misma se promedia sobre los órganos y tejidos específicos, se aplican los factores de

ponderación escogidos adecuadamente, teniendo en cuenta las diferencias en la eficacia biológica (RBE) de las distintas radiaciones.

1. Actividad. Es la magnitud correspondiente a una cantidad de un radionucleido en un estado determinado de energía, en un tiempo dado, definida por la siguiente ecuación diferencial:

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

5

Donde dN el valor esperado del número de transformaciones nucleares espontáneas a partir de ese estado determinado de energía, en el intervalo de tiempo dt .

2. Exposición. Es una magnitud dosimétrica descriptiva de la radiación electromagnética ionizante, basada en su capacidad para producir ionización en aire. Esta magnitud solo se define para la radiación electromagnética en su interacción con el aire. La exposición X se define como el cociente

$$X = \frac{dQ}{dm}$$

6

Donde dQ es el valor absoluto de la carga total de los iones de un solo signo producidos en aire cuando todos los electrones liberados por fotones, en un volumen de aire cuya masa es dm son completamente frenados en aire. Su unidad de medida es $C \cdot kg^{-1}$.

3. Dosis absorbida. En radiobiología, radiología y protección radiológica, la dosis absorbida D , es la magnitud física básica de dosis y se utiliza para todos los tipos de radiación ionizante y cualquier geometría de irradiación. Está definida como el cociente entre $d\bar{\epsilon}$ y dm , donde $d\bar{\epsilon}$ es la energía promedio impartida por la radiación ionizante a la masa dm , es decir:

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

7

La unidad en el SI para la dosis absorbida es $J kg^{-1}$, y su nombre especial es el gray (Gy). La dosis absorbida se deriva del valor medio de la magnitud estocástica de energía impartida ε , y no refleja las fluctuaciones aleatorias de los sucesos de interacción en el tejido. Si bien la dosis absorbida está definida en cualquier punto en la materia, su valor se obtiene como el promedio en un elemento de masa dm y por ende para muchos átomos o moléculas de materia. [4].

4. Cálculo de la dosis promedio. Al usar la magnitud dosis absorbida en las aplicaciones prácticas de la protección, se promedian las dosis sobre volúmenes de tejido. Se supone que, para las dosis bajas, para los objetivos de protección radiológica, el valor medio de dosis absorbida promediada en un órgano o tejido específico puede correlacionarse con suficiente exactitud con el detrimento de la radiación para los efectos estocásticos en ese tejido. Calcular las dosis absorbidas promedio en órganos o tejidos y totalizar las dosis medias ponderadas en los diferentes órganos y tejidos del cuerpo humano constituye la base para la definición de las magnitudes de protección, que se utilizan para limitar los efectos estocásticos a dosis bajas. Este enfoque está basado en el modelo de LET y por consiguiente permite la suma de las dosis resultantes de la exposición externa e interna. [4].

El cálculo de la dosis absorbida promedio se lleva a cabo en la masa de un órgano específico; por ejemplo, el hígado, o tejido; por ejemplo, músculo, o la región sensible de un tejido, por ejemplo, las superficies internas del esqueleto. Hasta qué punto el valor de la dosis media es representativo de la dosis absorbida en todas las regiones de los órganos, tejidos o las regiones del tejido depende, para la irradiación externa, de la homogeneidad de la exposición y del alcance en el cuerpo de la radiación incidente. La homogeneidad de la distribución de la dosis en el rango de las dosis bajas también depende de las propiedades microdosimétricas. Para las radiaciones con baja penetración o alcance limitado, por ejemplo, los fotones de baja energía o partículas cargadas, así como para los órganos y tejidos extensamente distribuidos, por ejemplo, la médula ósea, nodos linfáticos o la piel, la distribución de la dosis absorbida dentro del órgano o tejido específico será aún más heterogénea. En los casos de exposición en extremo parcial del cuerpo, puede sobrevenir daño al tejido aun cuando la dosis media en el órgano o tejido o la dosis efectiva estén por debajo del límite de dosis. El límite

especial para la dosis localizada en la piel, por ejemplo, tiene en cuenta esta situación en el caso de exposición a la radiación poco penetrante. [4].

La distribución de las dosis absorbidas en órganos debidas a las radiaciones emitidas por radionucleidos retenidos dentro de los órganos o tejidos del cuerpo, los denominados emisores internos, depende de la penetración y del alcance de las radiaciones emitidas. Así, la distribución de las dosis absorbidas de los radionucleidos que emiten partículas alfa, partículas beta blandas, fotones de baja energía o electrones Auger puede ser muy heterogénea. Esta heterogeneidad es de aplicación en particular a radionucleidos en los sistemas respiratorios y digestivo y en el esqueleto. [4].

a. Factor de ponderación de la radiación, w_R . Es el número por el que se multiplica la dosis absorbida en un tejido u órgano para expresar la eficacia biológica de la radiación al inducir efectos estocásticos a bajas dosis. En la Tabla 5 se muestran los factores de ponderación para distintos tipos de radiación.

Tabla 5 - Factores de ponderación de la radiación

Tipo de radiación	w_R
Fotones	1
Electrones y muones	1
Protones y piones cargados	2
Partículas alfa, fragmentos de fisión, iones pesados	20
Neutrones	<p>Función continua de la energía del neutrón</p> $w_R = \begin{cases} 2.5 + 18.2e^{-[\ln(E_n)]^2/6}, & E_n < 1 \text{ MeV} \\ 5.0 + 17.0e^{-[\ln(2E_n)]^2/6}, & 1 \text{ MeV} \leq E_n \leq 10 \text{ MeV} \\ 2.5 + 3.25e^{-[\ln(0.04E_n)]^2/6}, & E_n > 10 \text{ MeV} \end{cases}$

Ref. IAEA – Normas Básicas Internacionales de Seguridad, 2011. Pág. 128.

b. Factor de ponderación de tejido, w_T . Es el número por el que se multiplica la dosis equivalente recibida por un tejido o un órgano, para tener en cuenta la diferente sensibilidad de los distintos tejidos u órganos en cuanto a la inducción de efectos

estocásticos de la radiación. En la siguiente tabla se proveen los órganos para los cuales los valores de w_T están especificados.

Tabla 6 - Factores de ponderación de tejidos

Tejido	w_T	$\sum w_T$
Médula ósea (roja), colon, pulmón, estómago, mama, tejidos restantes ¹	0.12	0.72
Gónadas	0.08	0.08
Vejiga, esófago, hígado, tiroides	0.04	0.16
Superficie ósea, cerebro, glándulas salivares, piel	0.01	0.04
	Total	1.00

Ref. IAEA – Normas Básicas Internacionales de Seguridad, 2011. Pág. 128.

5. Dosis equivalente. Para especificar los límites de exposición a la radiación se emplean las magnitudes de protección, para garantizar que la incidencia de efectos estocásticos a la salud se mantiene por debajo de niveles inaceptables y que se evitarán reacciones tisulares. La definición de las magnitudes de protección está basada en la dosis absorbida promedio $D_{T,R}$ en el volumen de un órgano o tejido T debida a la radiación R. La radiación R se da por el tipo y la energía de la radiación ya sea incidente en el cuerpo o emitida por radionucleidos que residen de él.

La dosis equivalente en un órgano o tejido, H_T esta definida por:

¹ El de los tejidos restantes (0.12) se aplica a la dosis media aritmética recibida en los 13 órganos y tejidos de cada sexo que figuran a continuación. Tejidos restantes: glándulas suprarrenales, región extratorácica, vesícula biliar, corazón, riñones, nódulos linfáticos, músculo, mucosa oral, páncreas, próstata (hombre), intestino delgado, bazo, timo, útero/cuello del útero (mujer).

$$H_{T,R} = \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

8

De donde w_R es el factor de ponderación de la radiación R. La suma se realiza para todos los tipos de radiaciones involucradas. La unidad de dosis equivalente es el $J kg^{-1}$ y tiene como nombre especial sievert (Sv). Los valores de w_R están definidos sobre la base de la eficacia biológica relativa (RBE) de las distintas radiaciones.

6. Dosis efectiva y factores de ponderación de los tejidos. La dosis efectiva, E está definida como la suma pondera de las dosis equivalentes a los tejidos:

$$E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

9

Donde w_T es el factor de ponderación del tejido T; por otro lado, la ponderación de todos los órganos es tal forma que: $\sum_T w_T = 1$. La Suma se realiza sobre todos los órganos y tejidos del cuerpo humano considerados sensibles a la inducción de efectos estocásticos.

Estos valores del factor w_T se escogen para representar las contribuciones de órganos individuales y de tejidos al detrimento total de la radiación para efectos estocásticos. La unidad de la dosis efectiva es $J kg^{-1}$ con nombre el especial de Sievert (Sv). La unidad es la misma para la dosis equivalente y para la dosis efectiva.

7. Magnitudes operacionales. En la práctica, las magnitudes relacionadas con la protección del cuerpo, la dosis equivalente y la dosis efectiva, no son medibles. Por consiguiente, para la evaluación de la dosis efectiva o de las dosis equivalentes medias en órganos o tejidos se utilizan magnitudes operacionales. El objetivo de estas magnitudes es proveer una estimación conservadora del valor de las magnitudes de protección relacionadas a una exposición, o exposición potencial de personas en la mayoría de condiciones de irradiación.

Las magnitudes operacionales para la vigilancia radiológica de la exposición a la radiación de área o individuales fueron definidas por la ICRU. Las magnitudes operacionales para la vigilancia radiológica de área son el equivalente de dosis ambiental, $H^*(10)$ y el equivalente de dosis direccional, $H'(0.07, \Omega)$. La magnitud operacional para la vigilancia radiológica individual es el equivalente de dosis personal, $H_p(d)$ que es el equivalente de dosis en el tejido (blando) a una profundidad apropiada, d , debajo de un punto específico en el cuerpo humano.

Habitualmente el punto especificado es aquel donde es usado el dosímetro individual. Para la evaluación de la dosis efectiva, se elige $H_p(10)$ a una profundidad: $d = 10$ mm. Para la evaluación de la dosis a la piel y a las manos y/o pies se usa el equivalente de dosis personal $H_p(0.07)$, a una profundidad: $d = 0.07$ mm. Se ha propuesto una profundidad $d = 3$ mm para el caso excepcional de la vigilancia radiológica de la dosis al cristalino.

8. Exposición a la radiación externa. Habitualmente la evaluación de dosis de exposición individual a la radiación de fuentes externas es llevada a cabo mediante la vigilancia radiológica empleando dosímetros personales colocados sobre el cuerpo o por ejemplo, en los casos de evaluaciones prospectivas de dosis, midiendo o estimando $H^*(10)$ y aplicando los coeficientes de conversión apropiados. Las magnitudes operacionales para la vigilancia radiológica individual son $H_p(10)$ y $H_p(0.07)$.

9. Exposición ocupacional. En la vigilancia radiológica de las exposiciones ocupacionales de la radiación externa, los dosímetros individuales miden el equivalente de dosis personal $H_p(10)$. Esta medición, presumiendo una exposición uniforme de todo el cuerpo, se toma como una evaluación de la dosis efectiva.

Para la exposición interna, las dosis efectivas comprometidas son generalmente determinadas evaluando las incorporaciones de radionucleidos a partir de mediciones biológicas o de otras magnitudes (ej., la actividad retenida en el cuerpo o en la excreta diaria). La dosis de radiación es determinada a partir de la incorporación empleando los coeficientes de dosis recomendados.

Las dosis obtenidas de la evaluación de exposición ocupacional a la radiación externa y de incorporaciones de radionucleidos se combinan para asignar el valor de la dosis efectiva E , a fin de demostrar el cumplimiento de límites y de las restricciones según la fórmula siguiente:

$$E = H_p(10) + E(50)$$

10

Donde $H_p(10)$ es el equivalente de dosis personal debida a la exposición externa y $E(50)$, la dosis efectiva comprometida de la exposición interna a la cual se evalúa mediante:

$$E(50) = \sum_j e_{j,inh}(50) \cdot I_{j,inh} + \sum_j e_{j,ing}(50) \cdot I_{j,ing}$$

11

Donde $e_{j,inh}(50)$ es el coeficiente de dosis efectiva comprometida por incorporaciones de actividad por inhalación de un radionucleido j , $I_{j,inh}$ es la incorporación de actividad de un radionucleido j por inhalación, $e_{j,ing}(50)$ es el coeficiente de la dosis efectiva comprometida de un radionucleido j por ingestión, e $I_{j,ing}$ es la incorporación de actividad de un radionucleido j por ingestión. En el cálculo de la dosis efectiva debida a radionucleidos específicos, puede ser necesario hacer consideraciones sobre las características del material incorporado.

El período de compromiso de 50 años representa el período posible de acumulación de dosis durante la vida laboral (esto sólo es importante para los radionucleidos con períodos de semidesintegración largos y con larga retención en los tejidos del cuerpo).

10. Exposición del público. Los principios básicos de la estimación de dosis efectivas son los mismos para los miembros del público que para los trabajadores. La dosis anual de los miembros del público es la suma de la dosis efectiva adquirida dentro del año por exposición a la dosis externa y la dosis efectiva comprometida de los radionucleidos incorporados dentro del mismo año.

La dosis no se obtiene por la medición directa de exposiciones individuales como en la exposición ocupacional, sino que es primordialmente determinada por mediciones de efluentes, el ambiente, datos del hábitat y por modelación matemática.

B. Detección y medida

La absorción de la radiación en la materia produce muchos cambios que forman la base para la medición de dosis basada en los efectos físicos, químicos y biológicos que produce. Diferentes tipos de detectores se han utilizado para desarrollar dosímetros de radiación ionizante e incluso algunos, se utilizan para medir la distribución relativa de dosis en terapia con haces de fotones y electrones. Algunos de estos detectores se utilizan para medir de dosis radiación absoluta o dosis de referencia, comúnmente llamados patrones de referencia.

En general, los detectores de radiación pueden clasificarse en tres categorías: los que miden directamente la cantidad de energía absorbida, detectores que miden la ionización y los que cuantifican los radicales libres formados en el medio absorbente.

Los dosímetros químicos secundarios son ampliamente usados comercialmente y han demostrado ser beneficiosos para las comunidades científicas y clínicas para investigación y las aplicaciones en dosimetría de radiación con fotones. Entre los dosímetros más populares están: el dosímetro químico Fricke, dosímetros por termoluminiscencia (TLD) y las cámaras de ionización o dosímetros de diodo. Estos dosímetros se caracterizan por sus propias por sus propios méritos y por sus condiciones particulares de uso. El requisito fundamental para un dosímetro es la linealidad de la respuesta en función de la dosis de radiación dentro de un amplio rango de dosificación. [2].

1. Dosímetros químicos. El dosímetro químico Fricke se basa en el cambio químico por la absorción de la radiación y se utiliza para medir dosis de haces de electrones, rayos X y γ . El principio de su funcionamiento consiste en el cambio químico de iones ferrosos (Fe^{2+}) a férricos (Fe^{3+}) por la absorción de la energía de la radiación. La medición se lleva a cabo por absorción óptica de los iones férricos, que tiene un alto

coeficiente de extinción permitiendo la determinación de los cambios de concentración. El mayor inconveniente es la falta de fiabilidad por la presencia de impurezas indeseables en la muestra. El método es altamente inestable en el aire, especialmente después de la irradiación, sin embargo, es relativamente rentable. Las mediciones son altamente lineales con el aumento de dosis hasta más de 150 Gy. [2].

2. Dosímetros por termoluminiscencia – TLD. La termoluminiscencia se basa por la generación de electrones atrapados por la exposición del fluoruro de litio a la radiación. La medición de la dosis consiste en medir la luminiscencia inducida por tratamiento térmico luego de la exposición a la radiación. La luz que se emite en este proceso es proporcional a la dosis de radiación. Los chips de fluoruro de litio proporcionan buena información espacial, pero requieren una calibración muy cuidadosa y a su lectura es bastante laboriosa; por otro lado, los TLD son sensibles al oxígeno, lo cual impone limitación. El método no es tan rentable como el dosímetro Fricke, y, además, carece de facilidad de preparación y las mediciones de dosis absorbida dejan de ser lineales por encima de los 10Gy. La Termoluminiscencia estimulada ópticamente (OSL) se utiliza como otro dispositivo, el mismo está basado en óxido de aluminio, para lo cual no requiere procesamiento. Los OSL fueron desarrollados originalmente para radioterapia, pero ahora también se utiliza con fines de radiodiagnóstico. [2].

3. Cámaras de ionización. Las cámaras de ionización consisten en una cámara llena de aire que contiene dos electrodos a los que se aplica una diferencia de voltaje. Estas miden el flujo de corriente que se produce debido a la ionización de las moléculas de aire expuestas a la radiación, por lo que son capaces de dar lecturas instantáneas con buena precisión. Las cámaras de ionización son fáciles de usar, pero son pobres en el suministro de información espacial. Los dosímetros de diodo se basan en el principio de recolección de iones formados por la radiación incidente en la cámara. La medición consiste en la colección de iones en el cátodo, éstos son formados por la exposición a la radiación, esta técnica requiere circuitería compleja lo que los hace poco rentables. El rendimiento de la cámara de ionización depende la tensión que se aplica aplicada para la recolección de cargas [2].

4. Dosimetría por película. Son películas radiográficas especiales que se han desarrollado para la verificación de la dosis en la práctica de radioterapia. Esto ha demostrado ser útil para medir los perfiles de dosis, sin embargo, el método tiene limitación en el rango de dosis y en la precisión para la determinación de dosis de radiación absoluta. [2].

5. Efectos directos e indirectos. Las interacciones físicas de las radiaciones ionizantes conducen a la pérdida de energía de la radiación y la producción y excitación de átomo y moléculas que pueden convertirse en radicales libres en el intervalo de los pico a los femto segundos después de la interacción física con los átomos (10^{-13} – 10^{-15} seg.). Estos radicales reaccionan con moléculas vecinas y producen radicales secundarios en el ADN o en lípidos por reacción en otra molécula vecina. También pueden producir reacciones en cadena especialmente en lípidos que pueden causar daño a las membranas celulares. En sí, los radicales libres son fragmentos de moléculas que tienen electrones no apareados, por lo que estos tienen alta reactividad con las moléculas celulares, de esa cuenta tienen una vida corta. Los mismos pueden ser detectados por técnicas de medición rápidas, como por el pulso de radiólisis y por el flujo de electrones con spin por resonancia. [2].

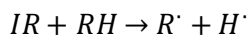
Los radicales libres se generan en grandes cantidades por las radiaciones ionizantes debido al proceso de absorción de energía y por la rotura de los enlaces químicos en las moléculas; éstos son conocidos por jugar un papel importante en los efectos de la radiación sobre los tejidos biológicos y organismos. Los radicales libres son altamente reactivos y pueden encontrarse en varios procesos biológicos, metabolismo, oxidación, reducción y en enfermedades patológicas e inducción de cáncer. Tanto la radiación electromagnética como la radiación de partículas, actúan sobre las células para causar los radicales libres y el daño molecular posterior a través de acciones directas e indirectas. [2].

Cuando la energía de la radiación ionizante se deposita en una macromolécula importante para el efecto biológico observado (a menudo en el ADN), se le llama efecto directo en la radiación. Alternativamente, los fotones pueden ser absorbidos en el agua de un organismo que causa excitación e ionización de las moléculas de agua del mismo.

Los radicales tras el paso de la radiación y la radiólisis en agua forman electrones hidratados (e_{aq}^-), hidrógeno (H^\cdot) y el radical hidroxilo (OH^\cdot) que contribuyen en la causa de daños en los sistemas biológicos. [2].

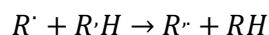
Un compuesto con una constante de alta tasa de reacción puede eliminar los radicales libres primarios de la radiólisis del agua. Los radicales libres de las biomoléculas pueden ser restituidos por compuestos donadores de hidrógeno, tales como tioles y cisteína. Altamente, pueden ser fijados por la reacción con oxígeno o con compuestos que imitan al oxígeno, que les hace daño permanente; a esto se conoce como “el efecto del oxígeno”, que constituye la base del aumento de daño molecular y celular en presencia de oxígeno. Estas reacciones químicas son la base de la búsqueda de compuestos que pueden sensibilizar el daño de células y/o tejidos o bien, protegerlos contra la radiación, y que son de interés directo para la radioterapia del cáncer y radioprotección. [2].

a. Efectos directos. La radiación ionizante (IR) puede actuar sobre moléculas biológicas (RH, representantes de hidrocarburos) causando ionización y excitación de las mismas. Uno o más de los enlaces químicos pueden romperse dando átomos o moléculas con electrones no apareados, que son muy reactivos y tienen una vida corta. La formación de radicales se produce en el intervalo de los picosegundos después del paso de fotones de alta energía. El enlace puede ser reparado o puede ocurrir apareamiento cruzado (cross-linking) debido a las reacciones radical-radical. Estos radicales libres pueden reaccionar con el oxígeno y en el caso de los lípidos, se pueden iniciar reacciones en cadena. [2].



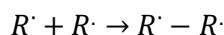
12

Ambos radicales, H^\cdot y R^\cdot pueden reaccionar con otra molécula, por ejemplo, el ADN lípidos y proteínas



13

Los radicales se pueden producir por reacciones de entrecruzamiento

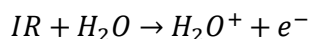


14

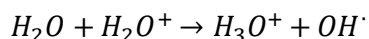
Se estima que aproximadamente un tercio del daño biológico por la radiación y es causada por efectos directos. Este proceso se hace más dominante con radiación de alta LET; tal como con neutrones o partículas α . [2].

b. Efectos indirectos – radiólisis del agua. La absorción de energía depende de la abundancia de materia en la trayectoria de la radiación. El agua es la molécula más predominante en los organismos vivos (aproximadamente el 80% de la masa de una célula viva es agua). Por lo tanto, una proporción importante de energía de la radiación será depositada en el agua celular. Una serie compleja de cambios químicos se produce en el agua después de la exposición a la radiación ionizante. A este proceso se denomina radiólisis del agua. La comprensión de los cambios químicos en el agua es esencial en los estudios sobre los efectos de la radiación en las células vivas. [2].

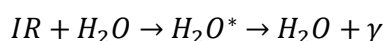
La interacción de la radiación con agua causa procesos de ionización y excitación que produce el radical-catión H_2O^+ de vida corta, electrones rápidos y moléculas de agua electrónicamente excitadas (H_2O^*). Los iones de H_2O^+ y moléculas de agua excitadas son inestables y se descomponen en 10^{-13} segundos para formar radicales OH^{\cdot} y H^{\cdot} .



15

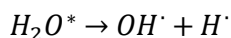


16



17

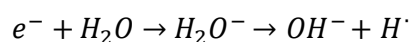
o



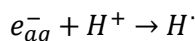
18

El radical hidroxilo tiene un electrón no apareado y es un agente oxidante altamente reactivo. Se puede difundir en corta distancia y reaccionar con las moléculas objeto crítico produciendo a otro radical. Esto puede reaccionar con el agua formando un anión que se

disocia rápidamente para dar un átomo de hidrógeno (H). Los electrones secundarios expulsados pueden interactuar con una molécula de agua para formar los iones del hidroxilo y un átomo de hidrógeno (un radical de hidrógeno), o pueden perder energía por una secuencia de interacciones con el medio hasta alcanzar energías térmicas después de los 10^{-11} segundos. Los electrones termalizados son solvatados (electrones libres en una disolución) por interacciones dieléctricas con moléculas vecinas de agua las moléculas que forman e_{aq}^- , es decir, e_{aq}^- es un electrón libre en una cavidad solvente rodeado por una vaina de dipolos orientados de agua. Este reacciona con un protón para producir un átomo de hidrógeno. [2].

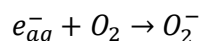


19



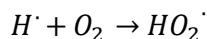
20

e_{aq}^- es la especie más fuerte conocida en reducir el pH a 7.0. En soluciones oxigenadas, e_{aq}^- se convierte en O_2^- , que es un fuerte agente oxidante, precursor del peróxido de hidrógeno.



21

Estos radicales primarios en agua (OH , H^{\cdot}) tienen alta reactividad hacia las moléculas de las células, el ADN, lípidos y otros componentes subcelulares. En soluciones oxigenadas, los átomos de hidrógeno pueden reaccionar con el oxígeno producir radicales libres de hidroperóxido



22

Los rendimientos relativos de los productos de la radiólisis del agua dependen del pH y de la LET de la radiación. La concentración de estos radicales se expresa en términos de un valor de G, que se define como el número de radicales o moléculas producidas por 100 eV de energía absorbida en el medio. Los valores-G típicos son $G_{e_{aq}^-} = 2.6$, $G_{OH} = 2.6$ y $G_H = 0.6$. [2].

C. Efectos estocásticos

Los efectos estocásticos son el resultado de las alteraciones producidas en células normales por un evento debido a las radiaciones ionizantes, siendo dicho evento poco probable a bajas dosis. La probabilidad de que ocurra este tipo de cambios en una población de células, en un tejido, es proporcional a la dosis para dosis muy bajas, para las que por microdosimetría se puede determinar que, como media, se produce menos de un evento por blanco celular sensible. La dosis a la que esto ocurre depende del tamaño del blanco sensible y de la TLE de la radiación y puede ser menor que en muchas de las dosis habituales en las prácticas de protección radiológica. Así, por ejemplo, una dosis de 1 mGy de rayos gamma y 1 mGy de neutrones de 1 MeV dan lugar, respectivamente, a un valor medio aproximado de 1 (y ocasionalmente más de 2) y 10^{-2} impactos por núcleo celular. [6].

Por lo tanto, muchas de las células del tejido expuesto a neutrones permanecerían sin irradiar. Es aún más importante, desde el punto de vista de los mecanismos carcinogénicos, que para ambos tipos de radiación la probabilidad de que la energía se deposite en un segmento particular de 2 nm de ADN (en una molécula de ADN existen alrededor de 2×10^9 de tales segmentos), es pequeña para ambos tipos de radiación, siendo de alrededor de 10^{-9} o menor. Sin embargo, por unidad de longitud de la trayectoria, se depositará mayor energía para los neutrones que para radiaciones gamma. Por lo tanto, si una alteración en un segmento particular de 2 nm puede desempeñar un papel de vital importancia en los procesos carcinogénicos posteriores, los cambios biológicos producidos por la deposición de energía por neutrones en este segmento serán mayores. Este hecho ha sido confirmado por estudios celulares y la experimentación en animales.

Aumentando la dosis en el rango de las decenas de mGy, se produce simplemente un aumento proporcional del número de células que pueden ser afectadas por eventos individuales. A dosis más altas, cuando existe cierta probabilidad de producirse más de un suceso por blanco sensible, y cuyo tamaño esté comprendido aproximadamente entre

de 2 y 100 nm, pueden producirse relaciones dosis-respuesta de mayor complejidad (tales como lineales-cuadráticas o cuadráticas).

Se han identificado bien dos tipos generales de efectos estocásticos. El primero se produce en células somáticas y puede provocar la inducción de un cáncer en la persona expuesta; el segundo aparece en las células del tejido germinal y puede provocar trastornos en la progenie de aquellos que han sido irradiados. [3].

D. Efectos no-estocásticos

En el ser humano, los efectos no estocásticos o efectos deterministas pueden ser el resultado de una irradiación global o de un tejido específico, provocando la muerte de una cantidad de células tal, que no pueda ser compensada por la proliferación de células viables. La pérdida resultante de células puede causar deterioros severos de la función de un órgano o tejido, clínicamente detectables. Por lo tanto, puede suponerse que la severidad del efecto observado sea función de la dosis recibida.

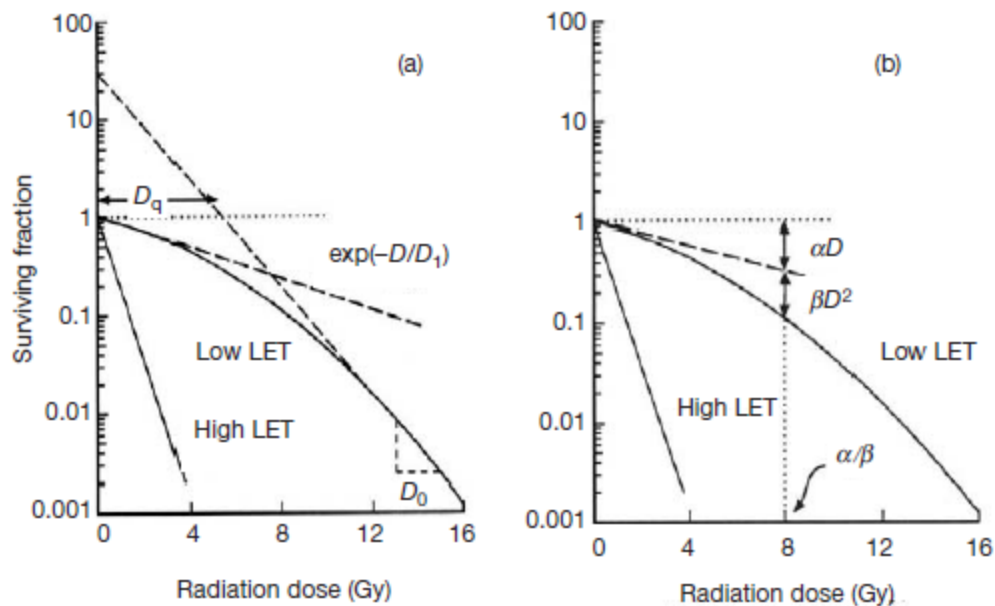
Existirá un umbral por debajo del cual la pérdida celular sea demasiado pequeña como para que se puedan detectar los daños producidos en la función del tejido u órgano. Además de la muerte celular, la radiación puede dañar los tejidos de otras formas: mediante interferencia de una variedad de funciones del tejido, incluyendo la regulación de componentes celulares, reacciones inflamatorias con modificaciones en la permeabilidad de células y tejidos, migración natural de células en órganos en desarrollo, y efectos funcionales indirectos. Todo esto influye en la severidad de los efectos deterministas. [3].

1. Muerte celular y curvas de supervivencia in-vitro. La muerte celular es el principal proceso, pero no el único, de los relacionados con los efectos deterministas. Exceptuando la exposición a dosis elevadas (muchos Gray), la mayoría de los tipos celulares, no mueren, por lo general, inmediatamente después de la exposición, pudiendo continuar realizando sus funciones hasta que intentas dividirse. Entonces el intento puede ser infructuoso, probablemente debido a la severidad de los daños que han sufrido los cromosomas y, por consiguiente, la célula morirá. Aunque la muerte de una célula

individual en un tejido se puede considerar como un efecto aleatorio (o sea estocástico), el efecto combinado de la muerte de una elevada proporción de células en un tejido u otras formas de daño, es determinista. Los estudios de cultivos de células de mamíferos demuestran que la supervivencia celular varía en función de la dosis, lo cual se describe mediante “las curvas de supervivencia”, tipificadas por las mostradas en la Figura 4. Para radiaciones altamente ionizantes (alta LET) la curva dosis-respuesta puede ser exponencial, o lo que es lo mismo, lineal en una escala semilogarítmica (Figura 4.a). La curva puede ser caracterizada por un parámetro, la pendiente, la cual a menudo viene representada por su recíproca, la dosis (D_o) necesaria para producir la supervivencia hasta el 37%. Para radiaciones débilmente ionizantes (baja LET) tales como los rayos X, la curva dosis-respuesta (Figura 4.a) tiene con frecuencia un hombro inicial seguido por una parte rectilínea o casi rectilínea en escala semilogarítmica. La curva se caracteriza por dos parámetros cualesquiera de los tres parámetros siguientes: D_o , la dosis requerida para reducir la supervivencia hasta el 37% en la parte exponencial de la curva, o sea, la inversa de la pendiente de la parte rectilínea de la curva; el número de extrapolación, n , tal y como se muestra en la figura; y D_q , la dosis cuasi-umbral, que es el valor de la intersección de la parte rectilínea de la curva sobre el eje de las dosis (Figura 4.a).

Curvas de supervivencia para células de mamíferos expuestas a radiaciones ionizantes de alta y baja LET a altas tasas de dosis ($>0.1 \text{ Gy min}^{-1}$). La fracción de células supervivientes se representa en escala logarítmica frente a la dosis en escala lineal. [3].

Figura 4 - Curvas de supervivencia para células de mamíferos expuestas a radiaciones ionizantes de alta y baja LET a altas tasas de dosis ($>0.1 \text{ Gy min}^{-1}$). La fracción de células supervivientes se representa en escala logarítmica frente a la dosis en escala línea



Ref. IAEA – Radiation Oncology Physics: A handbook for Teachers and Students. 2005. Pág. 494

Se han utilizado varias ecuaciones para describir las formas de las curvas de supervivencia.

a. La curva ilustrada en la Figura 4 a para radiaciones densamente ionizantes (alta LET) se define mediante la expresión:

$$S = e^{-D/D_0}$$

23

Donde S es la supervivencia, D es la dosis, D_0 es la dosis al 37% de supervivencia o la inversa de la pendiente.

b. La curva ilustrada en la Figura 4 a para radiaciones ionizantes dispersamente ionizantes (radiación de baja LET) viene proporcionada por la supervivencia,

$$S = 1 - (1 - e^{-D/D_0})^n$$

24

Donde n es el número extrapolado a dosis cero, D_0 es el inverso de la pendiente de la parte exponencial de la curva.

Para las células de mamíferos y radiación de baja LET, es característico que el valor de n oscile entre 2 y 20 (algo menos de lo que se muestra en la figura) cuando D_0 está en el rango entre 1 y 2 Gy.

Se requiere una expresión de mayor complejidad para describir la pendiente inicial de la curva, la cual puede definirse por:

$$S = e^{-D/D_l} [1 - (1 - e^{-D/D_0})^n]$$

25

Donde D_l es el inverso de la pendiente inicial de la curva.

c. La zona inicial entre 0 y 5 Gy (y a menudo en un rango más amplio de dosis) puede describirse mejor en muchos sistemas biológicos mediante lo que se conoce como la ecuación cuadrática lineal basada en la frecuencia media (F) de los sucesos letales:

$$F(D) = \alpha D + \beta D^2$$

26

Y la supervivencia (S) por

$$S = e^{-(\alpha D + \beta D^2)}$$

27

Esto se muestra en la Figura 4.b.

α el coeficiente lineal, puede variar entre 1×10^{-1} y $5 \times 10^{-1} \text{ Gy}^{-1}$ y β , el coeficiente cuadrático, entre 1×10^{-1} y $5 \times 10^{-2} \text{ Gy}^{-2}$, oscilando α/β entre 1 Gy y 10Gy.

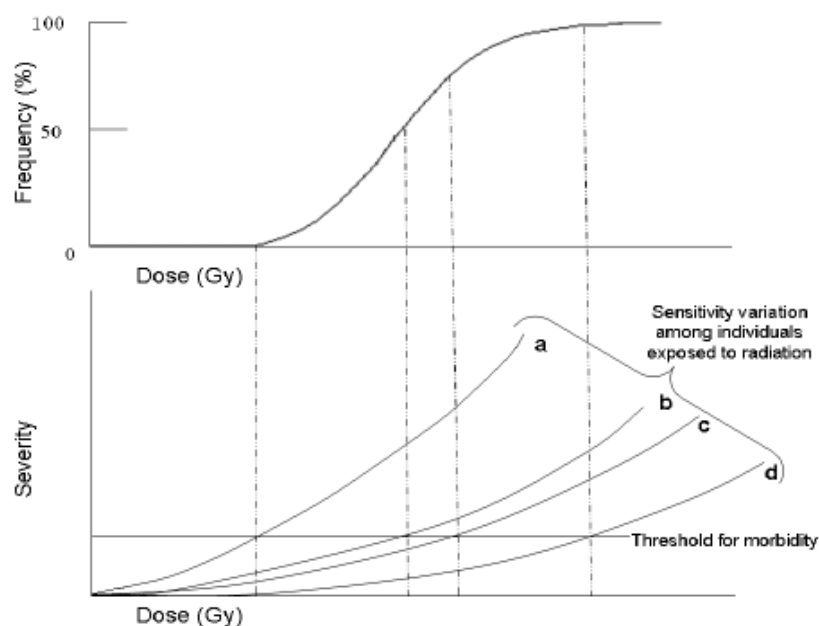
El aumento inicial en la pendiente de la curva de supervivencia con el aumento de dosis para radiaciones de baja LET, ha sido interpretado como la demostración de que las células requieren acumular un cierto número de sucesos perjudiciales en un breve período de tiempo, para que el efecto acumulativo sea letal para la célula. Si transcurre un tiempo entre las exposiciones y, por consiguiente, entre sucesos, puede producirse la reparación del daño subletal y se necesitará más radiación para matar el mismo número de células. Este tipo de reparación fue demostrado en experimentos realizados en células de mamíferos que habían recibido dos dosis de radiación separadas por intervalos de tiempo. Este dato también es coherente con la observación en células de mamíferos de que las tasas de dosis superiores a 0.1 Gy/min de radiación de baja LET causan el efecto máximo y tasas más bajas tienen como resultado una disminución progresiva de la muerte celular, hasta que se alcanzan tasas de dosis del orden de 0.1 Gy/h o menores.

Tales resultados biológicos cuantificables (típicos de células en cultivo) permiten examinar la variación de los efectos de las radiaciones de altas LET en comparación de las de baja LET, y las altas tasas de dosis con las bajas tasas de dosis, así como por la influencia de los modificadores celulares (agentes sensibilizantes y protectores) los cuales alteran en gran medida la eficacia de la radiación.

2. Muerte celular y respuestas deterministas en tejidos y órganos. Al igual que en células obtenidas en cultivo, los tejidos y órganos en el cuerpo pueden verse dañados por la radiación como resultado de la muerte celular y de diversos efectos no letales, pero en los tejidos intactos existen factores adicionales. Las células en crecimiento en un tejido sano están en equilibrio dinámico, equilibrio que se altera por la irradiación. Las células varían en sensibilidad frente a la muerte celular con el retraso de la división, y en otros cambios de carácter progresivo durante el ciclo celular. Consecuentemente, la población sobreviviente no sólo consistirá fundamentalmente en células resistentes, sino también se habrá modificado la distribución de células en cada estadio del ciclo. Al mismo tiempo, mientras el daño en algunas células está siendo reparado, otras células no dañadas repoblarán el tejido. Eventualmente, si la dosis no es demasiado elevada, el tejido deberá recuperarse completamente, manteniendo prácticamente intacta su integridad funcional. Estos cambios dependen de la tasa de dosis con la que se recibe la dosis.

Los tejidos tienen una respuesta variable a las radiaciones ionizantes. Entre los tejidos más radiosensibles se encuentran los ovarios y testículos, la médula ósea y el cristalino. Por lo general, la relación dosis-frecuencia para estos tejidos será de forma sigmoideal en una escala lineal, siendo más frecuente el efecto a medida que aumenta la dosis. Los efectos deterministas varían con la dosis, tanto en gravedad como en frecuencia. El gráfico superior en la Figura 5 ilustra cómo la frecuencia de un efecto determinista particular, definido como una condición patológica clínicamente reconocible, aumenta en función de la dosis en una población de individuos de diferentes sensibilidades. El gráfico inferior en la Figura 5 representa la relación dosis-severidad para una población de distintas sensibilidades. Para simplificar, se han mostrado tres niveles de radiosensibilidad en las curvas a, b y c. La severidad de los efectos patológicos aumenta de forma más marcada en aquellos individuos de un subgrupo más sensible, (curva a), alcanzándose el umbral de detectibilidad a dosis menores que en subgrupos menos sensibles (curvas b y c). El rango de dosis para el cual los diferentes subgrupos cruzan el mismo umbral de severidad viene reflejado en el gráfico superior, que muestra la frecuencia de las situaciones patológicas en una población (es decir, todos los subgrupos), y que alcanza el 100% sólo para aquella dosis suficiente para superar el umbral de severidad definido para todos los miembros de la población. [3].

Figura 5 - Típicas relaciones dosis-efecto para efectos deterministas expresados en una población



En la Tabla 7 se muestran los umbrales de dosis para algunos de los efectos deterministas en los tejidos más radiosensibles del organismo. Varias fórmulas describen estos cambios según el patrón temporal de la exposición. Para el caso de una tasa de dosis que varía con el tiempo, se ha utilizado en la práctica una fórmula para determinar las “dosis equivalente instantánea”, es decir una dosis recibida en corto espacio de tiempo, produce los mismos efectos en el tejido que la exposición interna a razón de un LAI al año, donde la fórmula de Kirk muestra que no se excede ningún umbral determinista durante y después de toda la vida ocupacional. Está claro que, por lo general, fraccionando o prolongando la exposición, el valor umbral aumenta.

Los tejidos del tipo de la médula ósea tienen células progenitoras (madre) que se dividen rápidamente, y los efectos perjudiciales se presentan como un efecto temprano, mientras que los tejidos similares al hígado tienen baja tasa de renovación y los daños se manifiestan más tarde, cuando las células se dividen. Respecto al mecanismo implicado en los daños deterministas en tejidos específicos, muchos autores han clasificado los tejidos en dos tipos principales: aquéllos que contienen células madre que se dividen y, tras varias etapas de división y maduración, finalmente llegan a ser funcionales, por ejemplo, el tejido hematopoyético, y aquellos que contienen células funcionales que son capaces de dividirse cuando sea necesario, por ejemplo, el parénquima hepático. Los daños causados por la radiación en esos tejidos se desarrollan por diversos mecanismos debido a la diferente estructura organizativa que presentan. Se han descrito modelos alternativos para la proliferación en tejidos normales y su respuesta a la irradiación.

Tabla 7 - Estimaciones para el adulto de los umbrales para efectos deterministas en testículos, ovarios, cristalino y médula ósea

Umbral			
Tejido y efecto	Equivalente de dosis total recibida en una exposición única y corta (Sv)	Equivalente de dosis total recibida en exposiciones muy fraccionadas o prolongadas (Sv)	Tasa de dosis anual si se recibe anualmente exposiciones altamente fraccionadas o prolongadas durante muchos años (Sv-año)
Testículos			
Esterilidad temporal	0 – 15	NA	0.4
Esterilidad permanente	3.5 – 6.0	NA	2.0
Ovarios			
Esterilidad	2.5 – 6.0	6.0	> 0.2
Cristalinos			
Opacidades detectables	0.5 – 2.0	5	>0.1
Deterioro visual (cataratas)	5.0	> 8	> 0.15
Médula Ósea			
Depresión de hemopoyesis	0.5	NA	> 0.4

Ref. ICRP –Recomendaciones de la ICRP 1990. 1990. Pág. 134.

Como ejemplo de un efecto determinista específico para la piel, el umbral para que se produzca eritema y descamación seca es de alrededor de 3-5 Gy, apareciendo los síntomas al cabo de unas 3 semanas aproximadamente. La descamación húmeda se produce alrededor de los 20 Gy, apareciendo ampollas tras 4 semanas aproximadamente. Tras una dosis de 50 Gy aproximadamente, y transcurridas alrededor de 3 semanas, se

produce la muerte celular en las capas de la epidermis y la dermis dando como resultado una necrosis del tejido.

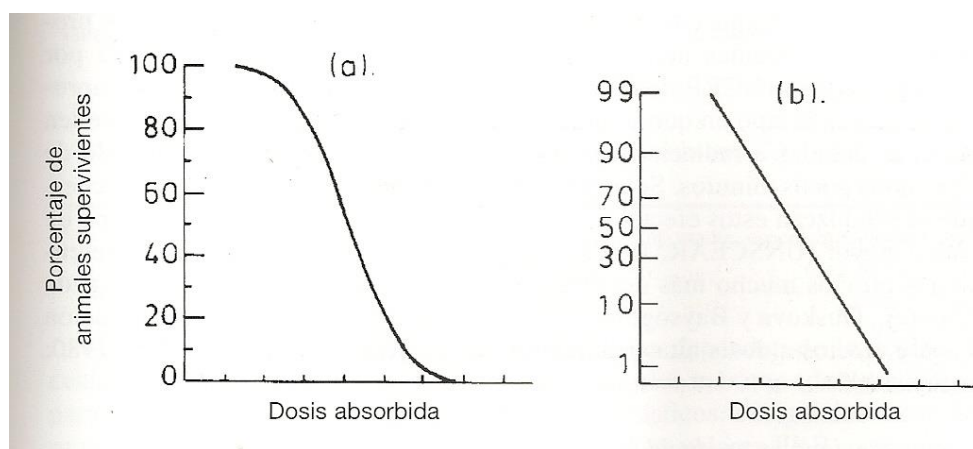
Está empezando a surgir mucha información nueva sobre efectos deterministas, a raíz de las desgraciadas experiencias durante el accidente de Chernobyl. Entre ellas están estudios citogenéticos de las dosis recibidas por los que formaban parte del grupo más altamente expuesto, efectos hematológicos y efectos en la piel. Se siguen realizando otros estudios que podrían contribuir en el futuro al conocimiento de los valores umbrales de dosis para efectos deterministas. [6].

3. Muerte por exposición de todo el cuerpo. La exposición aguda a la radiación puede ser tan grave bajo circunstancias imprevistas, que puede llegar a provocar la muerte de miembros individuales de una especie, incluyendo al ser humano. Por lo general, la muerte es el resultado de la destrucción celular severa en uno o más sistemas de órganos vitales del cuerpo, por lo que la relación dosis-respuesta, tal y como se observa en estudios celulares es en general de especial relevancia. La representación en escala lineal de la probabilidad de daño frente a la dosis presenta una forma sigmoideal (Figura 6.a) mientras que para un representación probabilístico-lineal, la forma es aproximadamente lineal (Figura 6.b).

Aplicando esta relación dosis-respuesta para predecir la letalidad en una población de personas expuestas, y usando la limitada experiencia humana en exposiciones accidentales y terapéuticas, no se espera que se produzca ninguna muerte para dosis inferiores a 1 Gy; conforme se va aumentando la dosis, el número de muertes en los individuos expuestos irá aumentando progresivamente hasta que, si la exposición se incrementa aún más, se produce la muerte de la totalidad de dichos individuos (Figura 6.a). La dosis-supervivencia se describe a menudo por su punto medio, la $LD_{50/60}$, es decir, la dosis por la cual se espera que muera la mitad de los individuos en 60 días. Es mejor utilizar los valores de la $LD_{5/60}$ y la $LD_{95/60}$, puesto que son puntos de referencia más útiles para establecer la pendiente de la relación dosis-supervivencia y por su valor práctico en situaciones de protección. Para un ser humano adulto y sano, se estima que el valor de la $LD_{50/60}$ después de una exposición aguda, oscila entre 3 y 5 Gy como dosis media (que se aproxima a la dosis en médula para radiaciones penetrantes de baja LET, como las radiaciones gamma de 1 MeV), y la causa de muerte por estas dosis se debe a la pérdida

de la función de la médula ósea por pérdida de sus células madre. Se pueden mejorar las posibilidades de supervivencia de individuos expuestos a dosis cercanas o mayores que la $LD_{50/60}$, estimulando a las células madre viables de la médula ósea o utilizando médula o concentrados de células madre de la médula ósea procedentes de un donante compatible, además del cuidado médico apropiado (sustitución de fluidos, antibióticos, medidas de barrera y fungicidas). [3].

Figura 6 - Relación dosis-respuesta típica para mamíferos irradiados: a) ordenada lineal b) ordenada de probabilidad



Ref. ICRP – Recomendaciones 1990, 1990. Pág. 135.

Para dosis superiores a 5 Gy, se producen efectos adicionales, que se comprenden los daños gastrointestinales severos (en las células basales y células endoteliales capilares), que, combinados con daños producidos en la médula ósea, provocan la muerte en un plazo de 1 a 2 semanas. Aproximadamente a 10 Gy, se puede producir inflamación pulmonar aguda que conduzca a la muerte. A dosis incluso más altas se producen efectos en los sistemas nervioso y cardiovascular y el individuo muere por “shock” a los pocos días. En la Tabla 8 se muestran las dosis letales aproximadas, así como el tiempo en que se produce la muerte. Estos tiempos corresponden a dosis elevadas debidas a radiación de baja LET, recibidas en un breve período de tiempo, v.gr., unos pocos minutos. Se requiere de una dosis mayor en la totalidad del cuerpo para que se produzcan estos efectos si la dosis se recibe en un espacio de tiempo de varias horas o mayor. [3].

4. Cambios funcionales producidos por los efectos deterministas. Algunos efectos deterministas son el resultado de la disfunción de un tejido u órgano después de su irradiación, que no se debe únicamente a la muerte celular. El mecanismo puede ser el resultado de una interferencia con otras funciones tisulares (v. gr. La irradiación pituitaria afecta a la función hormonal de otras glándulas endocrinas) tal como se mencionado anteriormente. Una característica común es la reversibilidad de los efectos transitorios que se han observado, si las dosis no son muy elevadas.

Ejemplos de los cambios funcionales que pueden ocurrir son: el descenso de la secreción de las glándulas salivares y de las glándulas endocrinas; modificaciones de los ritmos encefalográficos o del retinograma; reacciones vasculares tales como el eritema dérmico precoz (debido a una descarga histamínica) o el edema subcutáneo; y depresión del sistema inmunológico. Estos efectos funcionales pueden tener consecuencias clínicas importantes, especialmente en los sistemas neurológico e inmunológico. [3].

5. Radiaciones de alta LET. Los efectos deterministas producidos por la exposición a radiación de alta LET son similares a los causados por exposición a las bajas LET, pero su frecuencia y severidad son mayores por unidad de dosis absorbida en el caso de radiación de alta LET. Estas diferencias pueden expresarse desde el punto de vista de la eficacia biológica relativa (RBE) para el efecto bajo consideración. La RBE de radiación de alta LET respecto a la de baja LET se define como la relación entre la dosis absorbida de radiación de LET y la dosis absorbida a radiación de alta LET, siendo ambas dosis las necesarias para producir el mismo grado del mismo efecto biológico.

Las RBE para los efectos deterministas dependen de la dosis y aumentan cuando disminuyen las dosis hasta un presunto valor máximo (designado como RBE_m para distinguirlo de los asociados efectos estocásticos, designados como RBE_M) para una radiación dada en un tejido determinado. Los valores RBE_m son invariablemente más pequeños que los RBE_M a dosis bajas y por lo tanto, menores que los valores recomendados de los factores de calidad para este tipo de radiaciones. También tienden a ser menores para los tejidos hematopoyéticos y los tejidos reproductores, y mayores para el tracto gastrointestinal y la piel. Los valores RBE_m para neutrones de fisión, por

ejemplo, raramente son superiores a 10. Los valores RBE_m son útiles para dilucidar las contribuciones de las dosis procedentes de campos mixtos de radiación. [3].

Tabla 8 -Rango de dosis asociado a la muerte y síndromes inducidos por una radiación específica, en seres humanos expuestos a una radiación aguda de baja LET uniforme en todo el cuerpo.

Dosis absorbida en todo el cuerpo (Gy)	Principal efecto que contribuye a la muerte	Tiempo en morir tras la exposición (Días)
3 – 5	Daño a la médula ósea ($LD_{50/60}$)	30 – 60
5 – 15	Daño al tacto gastrointestinal y pulmones ²	10 – 20
> 15	Daño al sistema nervioso	1 – 5

Ref. ICRP – Recomendaciones 1990, 1990. Pág. 135.

² El daño a las membranas celulares y vasculares es importante, especialmente a altas dosis.

IV. CRITERIOS DE OPTIMIZACIÓN

En este capítulo trata de los aspectos prácticos de la ejecución de un programa de optimización radiológica en el control de la exposición ocupacional. Este tipo de programa suele denominarse un programa ALARA (valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse por sus siglas en inglés, “As Low As Reasonable Achievable”). La expresión “exposición ocupacional” significa “Toda exposición de los trabajadores sufrida durante el trabajo, con excepción de las exposiciones excluidas en el ámbito de las Normas y de las exposiciones causadas por las prácticas o fuentes exentas con arreglo a las Normas”. Se aplica a todos los aspectos de las instalaciones, incluido el diseño, la realización de las operaciones y la clausura de las prácticas relacionadas con el uso de la radiación. Abarca todos los tipos de exposición ocupacional, incluso la derivada de los usos médicos e industriales de la radiación y la exposición en la industria nucleoelectrónica. Aunque en principio abarca también la reducción de la exposición potencial, se considerarán los criterios tanto para reducir la probabilidad de las dosis como su magnitud. [10].

A. Optimización de la exposición ocupacional

Es necesario considerar la optimización de la protección radiológica en todas las etapas de la vida útil de los equipos e instalaciones, en relación con la exposición normal y la exposición potencial. Como consecuencia, todas las situaciones – desde el diseño, pasando por la operación, hasta la clausura y la gestión de los desechos – deben tenerse en cuenta en el procedimiento de optimización. [11].

Desde el punto de vista práctico, el principio de optimización exige un enfoque que:

1. Considere todas las acciones posibles que impliquen el uso de fuente(s) y la forma en que los trabajadores operan con las fuentes o cerca de ellas;
2. Implice un proceso de “gestión por objetivo” con la siguiente secuencia: fijar los objetivos, medir la ejecución, evaluar y analizar los resultados para definir las acciones correctoras y fijar nuevos objetivos;

3. Pueda adaptarse para tener en cuenta cualquier modificación significativa en el estado de las técnicas, los medios de protección disponibles o el contexto social prevaleciente;
4. Fomentar la responsabilidad de forma tal que todas las partes adopten una actitud responsable con relación al proceso de eliminación de las exposiciones innecesarias.

En el proceso de optimización se deberían tener en cuenta:

1. Los recursos disponibles para la protección;
2. La distribución de la exposición individual y colectiva entre los diferentes grupos de trabajadores y entre los trabajadores y miembros del público;
3. La probabilidad y la magnitud de exposiciones potenciales;
4. El impacto potencial de las acciones protectoras sobre el nivel de otros riesgos (no radiológicos) para los trabajadores o miembros del público.

En general, los beneficios incrementales que pueden obtenerse en función de reducción de la dosis disminuyen progresivamente a medida que se incrementan los gastos asociados. Incluso el costo de considerar las vías por las cuales se pueden reducir las dosis puede volverse significativo si se compara con el beneficio que se puede alcanzar. En cierta etapa, para dosis bajas, el esfuerzo puede no resultar provechoso. En este contexto, se aprecia que las Normas Básicas de Seguridad, NBS, permiten la exención de las prácticas del control reglamentario, cuando una evaluación muestra que la exención es la opción óptima para la protección (NBS, Adenda 1). Esta disposición es simplemente un reconocimiento del concepto más general de rendimiento decreciente. [11].

La optimización de la protección debería ser considerada en la etapa de diseño del equipo y las instalaciones, cuando aún existe cierto grado de flexibilidad. En la etapa de definición de las opciones de protección, deberían examinarse cuidadosamente la utilización de los controles diseñados. Aún en el caso de que la protección haya sido optimizada en la etapa de diseño, es necesario, además, aplicar el principio de optimización durante la etapa operacional. En esta fase el contenido y la magnitud del programa de optimización dependerán de la situación de exposición. Por ejemplo, cuando

se trata de equipos de rayos X, el programa de optimización puede ser bastante sencillo, y entrañar normas locales y un adiestramiento apropiado de los operadores. En la industria nuclear, las situaciones pueden ser más complicadas y se puede requerir un enfoque más estructurado, inclusive la elaboración de programas de protección radiológica detallados, el establecimiento de niveles de investigación y el empleo de técnicas de ayuda para la toma de decisiones.

La optimización de la protección en la operación es un proceso que comienza en la fase de planificación y continúa a lo largo de las etapas de programación, preparación, aplicación y retroalimentación. Este proceso de optimización mediante la dirección del trabajo se aplica con el propósito de mantener bajo control los niveles de exposición para garantizar que sean lo más bajo que pueda razonablemente alcanzarse. La elaboración de un programa de protección radiológica adaptado a las situaciones específicas de exposición constituye un elemento esencial de la dirección del trabajo. [11].

Se deberá registrar la información sobre la forma en que está cumpliendo la optimización de la protección radiológica. Esta información podría incluir lo siguiente:

1. La fundamentación de los procedimientos de operación, mantenimiento y administración, junto con otras opciones que hayan sido consideradas y el motivo de su rechazo;
2. La revisión periódica y el análisis de tendencias de las dosis ocupacionales en varios grupos de trabajo, y otros indicadores de funcionamiento;
3. Auditorías internas e inspecciones, y las acciones.

B. Optimización de la exposición del público

En general la exposición del público está controlada por los procedimientos de optimización restringida por zonas y el uso de los límites de dosis.

La restricción de dosis se debe aplicar a la dosis media del grupo crítico correspondiente a la fuente para la cual se está optimizando la protección. Se entenderá

por grupo crítico al grupo homogéneo de individuos representativo de los más expuestos por la fuente.

En el caso en que las exposiciones de un grupo crítico se aproximen al límite de dosis y el grupo sea crítico para varias fuentes, las restricciones aplicadas a cada fuente se deberán seleccionar de forma que se tengan en cuenta las contribuciones significativas de otras fuentes a la exposición de dicho grupo. La optimización restringida de la exposición del público se consigue mediante el desarrollo de restricciones prácticas aplicables a las fuentes de exposición, por ejemplo, en forma de restricciones a la liberación de residuos radiactivos al medio ambiente.

C. Restricciones de dosis

Las restricciones de dosis son los niveles máximos utilizados en el proceso de optimización y tienen el carácter de previsiones orientativas que no se espera sobrepasar, la Tabla 9 muestra la restricción máxima o límite de exposición a las radiaciones ionizantes, medido en tasa de dosis y tasa dosis efectiva por año y por hora.

Tabla 9 - Límite de dosis

	Tasa de dosis equivalente		Tasa de dosis efectiva
	Cristalino	Piel y/o extremidades	
Estudiantes menores de 18 años	20 mSv/año o 10 µSv/h	150 mSv/año o 75 µSv/h	6 mSv/año o 3 µSv/h
Estudiantes mayores de 18 años	20 mSv/año o 10 µSv/h	150 mSv/año o 75 µSv/h	20 mSv/año o 10 µSv/h
Mujeres embarazadas	-	-	1 mSv/año o 0.5 µSv/h

Ref. Elaboración propia.

Continuación Tabla 9.

	Tasa de dosis equivalente		Tasa de dosis efectiva
	Cristalino	Piel y/o extremidades	
Trabajadores expuestos (personal administrativo)	20 mSv/año o 10 μ Sv/h	500 mSv/año o 250 μ Sv/h	20 mSv/año o 10 μ Sv/h
Público general	15 mSv/año o 7.5 μ Sv/h	50 mSv/año o 25 μ Sv/h	1 mSv/año o 0.5 μ Sv/h

Ref. Elaboración propia.

Nota: La tasa de dosis y tasa de dosis efectiva por hora que se muestra en la Tabla 9, se calculó de acuerdo a las suposiciones siguientes: 1 año ocupacional equivale a 50 semanas, una semana laboral de 5 días, cada uno de 8 horas de trabajo o exposición ocupacional. Esta suposición optimiza los límites de protección radiológica.

V. GUÍA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL PARA EL DEPARTAMENTO DE FÍSICA DE LA UVG

A. Introducción

El objetivo de la Protección Radiológica es capacitar a los estudiantes, personal docente y en los casos que aplique, al personal administrativo y demás colaboradores de la comunidad UVG, proveer los beneficios de la aplicación de las radiaciones ionizantes o de los procesos acompañados por la emisión de tales radiaciones reduciendo al mínimo el riesgo y los efectos nocivos para la salud de las personas, los bienes y el ambiente.

Con base en la hipótesis de que cualquier exposición a la radiación implica un riesgo de efectos biológicos, la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), estableció un sistema de limitación de dosis que considera la justificación del establecimiento de un riesgo aceptable de la exposición de los individuos o de la población a las radiaciones ionizantes manteniendo las irradiaciones justificables tan bajas como razonablemente sea posible. El establecimiento de este riesgo aceptable implica un análisis costo-beneficio cuyo resultado debe arrojar un balance positivo, así como el máximo beneficio, tanto para los individuos como para la sociedad, debido al uso o aplicación de la radiación.

La Protección Radiológica se basa en tres ejes fundamentales:

- Protección del personal ocupacionalmente expuesto;
- Protección del público en general
- Protección del ambiente

Para responder a los aspectos anteriores, la Protección Radiológica debe ser primordialmente preventiva para evitar cualquier exposición innecesaria y reducir al mínimo las irradiaciones necesarias. Las mediciones que ayuden a tomar esas medidas preventivas son por lo tanto de fundamental importancia ya que proporcionan las bases para cualquier sistema práctico de Protección Radiológica.

La aplicación de un sistema práctico de Protección Radiológica requiere de mediciones de magnitudes radiológicas tales como la exposición, la dosis absorbida o el equivalente de dosis. El conjunto de las técnicas para llevar a cabo estas mediciones se conoce con el nombre genérico de Dosimetría de la Radiación Ionizante o simplemente Dosimetría.

En el laboratorio solamente están disponibles fuentes encapsuladas o selladas. Los detalles básicos de las fuentes se indican en el inventario que aparece al final de esta Guía.

La mayoría de las fuentes selladas o encapsuladas disponibles pueden emitir radiación alfa, beta y gamma, sin embargo el blindaje que comúnmente poseen estas fuentes es un encapsulado de plástico que absorbe totalmente toda emisión de radiación beta, o bien, una cápsula de metal soldado para evitar la fuga de radiación gamma.

Las personas que necesiten trabajar en el laboratorio con radiación ionizante, deben contactar con el Encargado de Protección Radiológica (EPR) del laboratorio y presentar por escrito, tanto a la Dirección como al EPR del laboratorio la autorización de dichas prácticas.

1. Política. Trabajar con fuentes de radiación ionizante implica que la dosis recibida por los individuos no exceda el límite aplicable de dosis y tasa de dosis, que las mismas se mantengan lo más bajo que sea razonablemente posible de acuerdo al principio ALARA.

No se considera que una mujer esté embarazada a menos que ella lo declare o confirme por escrito sin ser coaccionada; a menos que una mujer declare su embarazo, debe ser tratada como cualquier trabajador expuesto a radiación.

Tan pronto como una mujer embarazada informe de su estado, por escrito, al encargado de protección radiológica, la protección del feto debe ser comparable a la de los miembros del público y, por ello, las condiciones de trabajo deberán ser tales que las dosis al feto desde la notificación del embarazo al final de la gestación no excedan de 1 mSv.

Este límite de dosis se aplica exclusivamente al feto y no es directamente comparable con la dosis registrada en el dosímetro personal de la mujer embarazada. Por ello, para efectos prácticos de protección radiológica, se puede considerar que 1 mSv al feto es comparable a una dosis de 2 mSv en la superficie del abdomen.

La declaración de embarazo no implica que las mujeres gestantes tengan que evitar el uso, estudio e investigación, en presencia de radiaciones o que deba prohibirse su acceso a zonas controladas donde se almacenen fuentes radiactivas. No obstante, las condiciones en que se realiza ese trabajo deben ser cuidadosamente evaluadas, de modo que se asegure la no superación de dicho límite.

B. Radiactividad

La radiactividad consiste en la transformación espontánea de los núcleos atómicos, esto implica la redistribución de los componentes del núcleo tendiendo a buscar una estructura más estable. Esto es posible mediante la emisión de partículas y/o radiación electromagnética buscando así su estado de mínima energía. Los nucleidos que se transforman espontáneamente son conocidos como radionucleidos o radionúclidos, los cuales pueden ser naturales o artificiales.

Aunque muchos nucleidos son estables, la mayoría no lo son; la estabilidad está determinada principalmente por el balance entre el número de neutrones y de protones contenidos en un núcleo. Núcleos pequeños y estables tienen aproximadamente el mismo número de protones y neutrones, mientras que los núcleos grandes tienen un poco más de neutrones que protones. Los núcleos con muchos neutrones tienden a transformarse en estructuras más estables mediante la conversión de un neutrón en un protón; este proceso es conocido como desintegración beta. Los núcleos con demasiados protones, convierten el exceso de protones a neutrones en forma diferente a la desintegración beta, ellos pierden carga positiva a través de la emisión de un positrón.

Estas transformaciones a menudo dejan el núcleo con energía que se pierde por emisión de rayos gamma, esto es, fotones de alta energía. La transformación espontánea de un núcleo se llama radiactividad y el exceso de energía emitida se denomina

decaimiento y el núcleo que emite radiación se llama radionúclido o radionucleido. Algunos núcleos pesados decaen mediante la producción de una partícula alfa que consta de dos protones y dos neutrones, siendo éstas idénticas a un núcleo de helio, la partícula alfa es mucho más pesada que las partículas beta, dado que lleva dos unidades de carga positiva.

C. Radiación Ionizante

La radiación ionizante puede ser dividida en directa o indirectamente ionizante en función de su capacidad para ionizar la materia, El potencial de ionización de átomos, es la energía mínima que se requiere para ionizar un átomo, esta puede oscilar desde algunos pocos electrón-voltio (eV) para los elementos alcalinos hasta 24.5 para el Helio.

La radiación directamente ionizante deposita su energía en el medio que atraviesa a través de interacciones de Coulomb entre la partícula cargada que está atravesando el medio y los electrones orbitales de los átomos del medio.

La radiación indirectamente ionizante deposita la energía en el medio en dos pasos: En el primero, la partícula neutra transfiere su energía a una segunda partícula cargada por medio de varias interacciones (efecto fotoeléctrico, efecto Compton, producción de pares, etc.). En el segundo paso, la partícula (a la que le fue transferida la energía de la primera partícula), transferirá la energía al medio, a través de excitaciones atómicas e ionizaciones con los electrones orbitales del medio.

Para la comprensión de los efectos biológicos que se producen, la mayoría de los tipos de partículas de radiación ionizante son directamente ionizantes; es decir, partículas individuales con energía cinética suficiente que puede afectar la estructura atómica del medio absorbente por el cual atraviesan, produciendo químicos y daños biológicos a las moléculas. En contraste, las radiaciones electromagnéticas, denominadas Rayos Gamma (γ) y Rayos X, son indirectamente ionizantes ya que no producen daño químico o biológico por sí mismos, pero producen electrones secundarios; esto es, partículas cargadas después de la absorción de energía en el material o medio que penetraron. [2].

La cantidad de energía de la radiación absorbida por la materia es lo que conocemos con el nombre de dosis absorbida. La unidad de dosis absorbida es el gray (Gy) la cual se define como un joule de energía absorbida por un kilogramo de materia ($1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/kg}$). Esta cantidad de energía corresponde a la energía calórica necesaria para elevar la temperatura de un litro de agua de 4°C hasta 4.00024°C .

La importancia y la utilidad de la interacción entre la radiación y materia se da cuando éstas interactúan entre sí, debido a que las mismas se modifican recíprocamente; es decir, la radiación producirá cambios en el material o tejido irradiado, y el material puede a su vez modificar la trayectoria original del haz de radiación, por lo que pueden ser observados distintos tipos de efectos según la energía del haz de radiación, por ejemplo, el efecto Compton, efecto fotoeléctrico, producción de pares, entre otros.

Es evidente que la capacidad de las radiaciones ionizantes para impartir su energía a los átomos, moléculas individuales y células biológicas tiene un efecto profundo sobre el blanco irradiado. Los resultados de altas concentraciones locales de energía absorbida pueden matar una célula directamente o bien a través de la formación de especies químicas altamente reactivas tales como los radicales libres en el medio acuoso que constituye el grueso del material biológico. Las radiaciones ionizantes también pueden producir cambios bruscos, sea deseables o nocivas, en compuestos orgánicos mediante la ruptura de enlaces moleculares, o en los materiales cristalinos causando defectos en la estructura reticular.

En general la radiación ionizante se caracteriza por:

- Poder de ionización: siendo este proporcional a su nivel de energía
- Capacidad de penetración: que es inversamente proporcional al tamaño de la partícula

Además, dependiendo de la forma de desintegración de los radionucleidos, la radiación se clasifica como: Alfa (α), Beta (β) y Gamma (γ).

1. Radiación Alfa. Las partículas alfa constan de dos protones y dos neutrones. Cuando un átomo sufre decaimiento alfa, el número de atómico Z disminuye

en dos unidades y su número másico lo hace en cuatro unidades. Las partículas alfa tienen un alto poder de ionización y bajo poder de penetración.

2. Radiación Beta. La desintegración beta consiste en tres pasos: desintegración beta negativa, desintegración beta positiva y captura electrónica. Esta Guía se centra únicamente en la desintegración beta negativa, dado que es la que experimentan la mayoría de los radioisótopos comúnmente usados.

La desintegración beta negativa consiste entonces en la emisión de electrones procedentes del núcleo. Estos electrones se originan por la transformación nuclear de un neutrón de un protón, un neutrón y un neutrino. El núcleo procedente de la desintegración beta negativa tendrá el mismo número másico por su número atómico se incrementa en una unidad.

3. Radiación Gamma. La radiación gamma se presenta, normalmente, en combinación con una desintegración alfa, beta o captura electrónica, debido a que después de uno de estos procesos el núcleo hijo formado queda en un estado excitado, emitiendo casi instantáneamente su exceso de energía, para pasar a su estado fundamental, en forma de radiación electromagnética.

Respecto a cuándo se irradia con fotones, la energía de es transferida a la materia en dos procesos: En el primero, el fotón transfiere toda su energía a una segunda partícula cargada (electrones) por medio de varias interacciones (por efecto fotoeléctrico, efecto Compton, producción de pares, etc.). En el segundo proceso, la partícula cargada (al que le fue transferida la energía del fotón), transferirá su energía al medio, a través de excitaciones atómicas e ionizantes.

D. Conceptos básicos de la radiación ionizante

1. Actividad. Es la magnitud correspondiente a una cantidad de un radionucleido en un estado determinado de energía, en un tiempo dado, definida por la siguiente ecuación diferencial:

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

28

Donde dN el valor esperado del número de transformaciones nucleares espontáneas a partir de ese estado determinado de energía, en el intervalo de tiempo dt . La solución de la ecuación diferencial de la Actividad es la siguiente:

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

29

Donde N es la actividad de la muestra en cualquier tiempo t , N_0 es la actividad inicial en $t = 0$ y λ es la constante de decaimiento.

La unidad de actividad en el Sistema Internacional es el Becquerel (Bq). $1 Bq = 1$ Desintegración/segundo. La unidad antigua, pero que sigue siendo utilizada comercialmente para denotar la actividad de un radioisótopo es el Curie (Ci) que corresponde a la actividad de 1 g de ^{226}Ra . Para la conversión entre Bq a Ci y viceversa, considérese la siguiente:

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

$$1 Bq = 2.7 \times 10^{-11} Ci$$

30

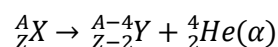
2. Período de semidesintegración. Es el tiempo durante el cual decae la mitad de un número dado de núcleos radioactivos. En la práctica en lugar de λ se utiliza la constante llamada vida media o periodo de semidesintegración. La expresión que relaciona la constante de decaimiento con el período de semidesintegración $T_{1/2}$ como resultado de la solución de la ecuación diferencial de la actividad con las condiciones $A = A_0/2$ y $t = T_{1/2}$ en la ecuación de la actividad, y luego de resolver para $T_{1/2}$ se obtiene de la forma siguiente:

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda}$$

31

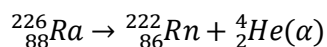
En general, un radionucleido padre X compuesto del número atómico Z y con número de masa A, decae en un radionucleido hijo Y a través de los posibles modos de decaimiento: α , β^- , β^+ , captura electrónica, γ y conversión interna.

3. Decaimiento α . Es el proceso por el cual un núcleo atómico emite una partícula alfa, y se convierte en un núcleo con cuatro unidades menos de número de masa y dos unidades menos de número atómico, como se muestra en la expresión siguiente:



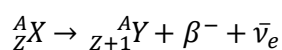
32

Donde ${}^4_2He(\alpha)$ es un núcleo de Helio (4He) comúnmente referido como partículas α . Como ejemplo de un decaimiento α , se tiene el decaimiento del ${}^{226}Ra$ en ${}^{222}Rn$ con una vida media de 1600 años, [1].



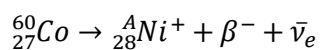
33

4. Decaimiento β^- . Es el proceso mediante el cual un nucleido inestable emite una partícula beta para compensar la relación de neutrones y protones del núcleo atómico. La expresión matemática muestra como un neutrón se transforma en un protón y en un electrón β^- y un antineutrino $\bar{\nu}_e$, compartiendo su energía disponible al ser expulsados desde el núcleo.



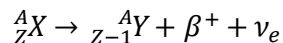
34

Como ejemplo de un decaimiento β^- , considérese el decaimiento del núcleo de ${}^{60}Co$ a un núcleo excitado de ${}^{60}Ni$ con una vida media de 5.26 años. [1].



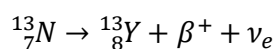
35

5. Decaimiento β^+ . Es el proceso mediante el cual un nucleido inestable emite una partícula beta para compensar la relación de neutrones y protones del núcleo atómico.



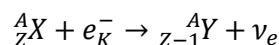
36

En este caso, un neutrón se transforma en un protón y en un electrón β^+ y un neutrino ν_e , compartiendo su energía disponible al ser expulsados desde el núcleo. Como ejemplo de un decaimiento β^+ , considérese el decaimiento de ${}^{13}\text{N}$ en ${}^{13}\text{C}$. [1].



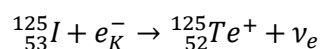
37

6. Captura electrónica. En este proceso, el núcleo captura uno de sus electrones orbitales de su propia orbital K, un protón se transforma en un neutrón y un neutrino ν_e es expulsado, esto se muestra en la expresión siguiente:



38

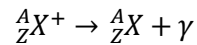
A manera de ejemplo de captura electrónica, el decaimiento de ${}^{125}\text{I}$ en ${}^{125}\text{Te}$ en estado excitado, el cual decae hasta su estado basal; esto es, ${}^{125}\text{Te}$, a través de decaimiento γ y conversión interna.



39

La vacante en el orbital K resultante se llena con un electrón orbital de un nivel más alto y la energía de transición se emite desde el átomo en forma de fotones o electrones Auger característicos. [1].

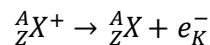
7. Decaimiento γ . Es el proceso cuando un núcleo excitado ${}^A_ZX^+$, producido generalmente a través de decaimientos β^- y β^+ , alcanza su estado fundamental o basal A_ZX , a través de la emisión de uno o varios fotones γ .



40

Como ejemplo del decaimiento γ , es la transición del estado excitado de ${}^{60}_{28}\text{Ni}^+$ resultante del decaimiento β^- del ${}^{60}\text{Co}$, en ${}^{60}_{28}\text{Ni}$ estable a través de una emisión de dos rayos γ con energías de 1.17 y 1.33 MeV. [1].

8. Conversión interna. En lugar de emitir fotones γ , la energía de excitación nuclear puede ser transferida a un electrón en el orbital K que se expulsa con una energía cinética igual a la energía de excitación menos la energía de enlace de los electrones del orbital. La orbital K vacante resultante se llena con un electrón orbital del nivel más alto y la energía de transición se emite en forma de fotones o electrones Auger característicos.



41

Un ejemplo de conversión interna es el decaimiento de ${}^{125}\text{Te}$ excitado, que resulta de un decaimiento de la captura de electrones de ${}^{125}\text{I}$, en ${}^{125}\text{Te}$ estable a través de emisión de rayos γ de 35 keV (7%) y electrones de conversión interna (93%). [1].

9. Exposición. Es una magnitud dosimétrica descriptiva de la radiación electromagnética ionizante, basada en su capacidad para producir ionización en aire. Esta magnitud solo se define para la radiación electromagnética en su interacción con el aire. La exposición X se define como el cociente,

$$X = \frac{dQ}{dm}$$

42

Donde dQ es el valor absoluto de la carga total de los iones de un solo signo producidos en aire cuando todos los electrones liberados por fotones, en un volumen de aire cuya masa es dm son completamente frenados en aire. Su unidad de medida es $\text{C} \cdot \text{kg}^{-1}$.

10. Dosis absorbida. En radiobiología, radiología y protección radiológica, la dosis absorbida D , es la magnitud física básica de dosis y se utiliza para todos los tipos de radiación ionizante y cualquier geometría de irradiación. Está definida como el cociente

entre $d\bar{\varepsilon}$ y dm , donde $d\bar{\varepsilon}$ es la energía promedio impartida por la radiación ionizante a la masa dm , es decir:

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

43

La unidad en el SI para la dosis absorbida es $J kg^{-1}$, y su nombre especial es el gray (Gy). La dosis absorbida se deriva del valor medio de la magnitud estocástica de energía impartida ε , y no refleja las fluctuaciones aleatorias de los sucesos de interacción en el tejido. Si bien la dosis absorbida está definida en cualquier punto en la materia, su valor se obtiene como el promedio en un elemento de masa dm y por ende para muchos átomos o moléculas de materia.

Alternativamente, una forma teórica para el cálculo de dosis y tasa de dosis, es a través de las formulas siguientes:

$$D = \dot{D} \times r$$

44

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

45

De donde el factor gamma Γ es característico de cada nucleido, y r es la distancia desde la fuente radiactiva hasta la cámara del detector GM, para lo cual la distancia fue de un centímetro.

11. Dosis equivalente. Es la magnitud $H_{T,R}$ que se define de la siguiente forma:

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

46

Donde $D_{T,R}$ es la dosis absorbida debida la radiación de tipo R, promediada sobre un tejido u órgano T, y w_R es el factor de ponderación de la radiación de tipo R. Cuando el campo de radiación se compone de varios tipos de radiación con diferentes valores de w_R , la dosis equivalente puede reescribirse como:

$$H_{T,R} = \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

47

12. Dosis efectiva. Es la magnitud E , definida por el sumatorio de todas las dosis equivalentes en un tejido, multiplicada cada una por el factor de ponderación de un tejido correspondiente:

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T$$

48

Donde H_T es la dosis equivalente recibida por el tejido T y w_T es el factor de ponderación de un tejido correspondiente al tejido T. De la definición de dosis equivalente se sigue que:

$$E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

49

Donde w_R es el factor de ponderación de la radiación R y $D_{T,R}$ es la dosis absorbida promedio en el órgano o tejido T.

13. Dosis anual. Dosis debida a la exposición externa en un año, más la dosis comprometida causada por las incorporaciones de radionucleidos en ese año.

14. Dosis comprometida. Es la dosis de por vida que cabe prever como resultado de una incorporación.

15. Dosis equivalente comprometida. Es la magnitud $H_T(\tau)$, definida por la siguiente expresión:

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

50

Donde t_0 es el instante de incorporación, $\dot{H}_T(t)$ es la tasa de dosis equivalente en el tiempo t en un órgano o tejido T , y τ es el tiempo transcurrido desde la incorporación de los materiales radiactivos. Cuando no sea especificado τ , se considera que su valor es de 50 años para adultos y hasta la edad de 70 años para las incorporaciones en niños.

16. Dosis ambiental, $H^*(d)$. Es la dosis equivalente que produciría el correspondiente campo alineado y ampliado en la esfera ICRU a una profundidad d del radio opuesto a la dirección del campo alineado.

17. Dosis equivalente direccional, $H'(d, \Omega)$. Es la dosis equivalente que produciría el correspondiente campo aplicado en la esfera ICRU a una profundidad de d dentro de un radio, en la dirección específica Ω .

18. Dosis equivalente personal, $H_p(d)$. Es la dosis equivalente en un tejido blando a una profundidad apropiada d por debajo de un punto específico del cuerpo.

19. Dosis proyectada. Es la dosis que cabría prever recibir si no se tomaran las medidas protectoras provistas.

20. Dosis residual. Es la dosis que prevé que se recibirá en el futuro después de que se hayan dado por terminadas las medidas protectoras, o bien se haya decidido no aplicar medidas protectoras.

21. Energía impartida, ε . Es la energía depositada por la radiación ionizante a la materia de un volumen V :

$$\varepsilon = \sum \varepsilon_{in} + \sum \varepsilon_{out} + \sum Q$$

51

Donde:

- $\sum \varepsilon_{in}$: Suma de energías de todas las partículas directa o indirectamente ionizantes que entran en un volumen V , excluyendo energías en reposo;
- $\sum \varepsilon_{out}$: Suma de energías de todas las partículas directa o indirectamente ionizantes que han salido de dejado el volumen V , excluyendo energías en reposo;

- $\sum Q$ Suma de todas las energías liberadas, menos las energías gastadas en transformaciones del núcleo y de partículas elementales ocurridas dentro del volumen V ;
- $Q = 0$: cuando no ocurren cambios de masa en el volumen;
- $Q < 0$: cuando parte de la energía se ha convertido en masa. Esta no participa en procesos de ionización; y
- $Q > 0$: cuando la masa en reposo se transforma en energía.

22. Kerma. Se le llama así a la magnitud K definida como:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm}$$

52

Donde dE_{tr} es la suma de las energías cinéticas iniciales de todas las partículas ionizantes cargadas liberadas por partículas neutras en un material de masa dm .

23. Kerma en aire. El valor del kerma para el aire,

24. Transferencia lineal de energía (LET), L_{Δ} . Se define de la manera siguiente:

$$L_{\Delta} = \left(\frac{dE}{d\ell} \right)_{\Delta}$$

53

Donde dE es la pérdida de energía que se produce al recorrer la distancia $d\ell$ y Δ es una cota superior de la energía transferida en una colisión simple.

25. Fluencia de energía. Es la medida de la densidad de energía de un campo de radiación, definida como:

$$\Psi = \frac{dR}{da}$$

54

Donde dR es la energía de la radiación que incide sobre una esfera cuya sección recta es da .

26. Fluencia de partículas. Medida de la densidad de partículas en un campo de radiación, definida como:

$$\Phi = \frac{dN}{da}$$

55

Donde dN es el número de partículas que inciden sobre una esfera cuya sección recta es da .

27. Factor de ponderación de la radiación, w_R . Es el número por el que se multiplica la dosis absorbida en un tejido u órgano para expresar la eficacia biológica de la radiación al inducir efectos estocásticos a bajas dosis. El producto es la dosis equivalente. En la tabla siguiente, se muestran los distintos valores para el factor de ponderación por tipo de radiación.

Tabla 10 - Factor de ponderación de la radiación (w_R)

Tipo de radiación	w_R
Fotones	1
Electrones y muones	1
Protones y piones cargados	2
Partículas alfa, fragmentos de fisión, iones pesados	20
Función continua de la energía del neutrón	
Neutrones	$w_R = \begin{cases} 2.5 + 18.2e^{-[\ln(E_n)]^2/6}, & E_n < 1 \text{ MeV} \\ 5.0 + 17.0e^{-[\ln(2E_n)]^2/6}, & 1 \text{ MeV} \leq E_n \leq 10 \text{ MeV} \\ 2.5 + 3.25e^{-[\ln(0.04E_n)]^2/6}, & E_n > 10 \text{ MeV} \end{cases}$

Ref. IAEA – Normas Básicas Internacionales de Seguridad, 2011. Pág. 128.

28. Factor de ponderación de un tejido, w_T . Es el número por el que se multiplica la dosis equivalente recibida por un tejido o un órgano, para tener en cuenta la

diferente sensibilidad de los distintos tejidos u órganos en cuanto a la inducción de efectos estocásticos de la radiación.

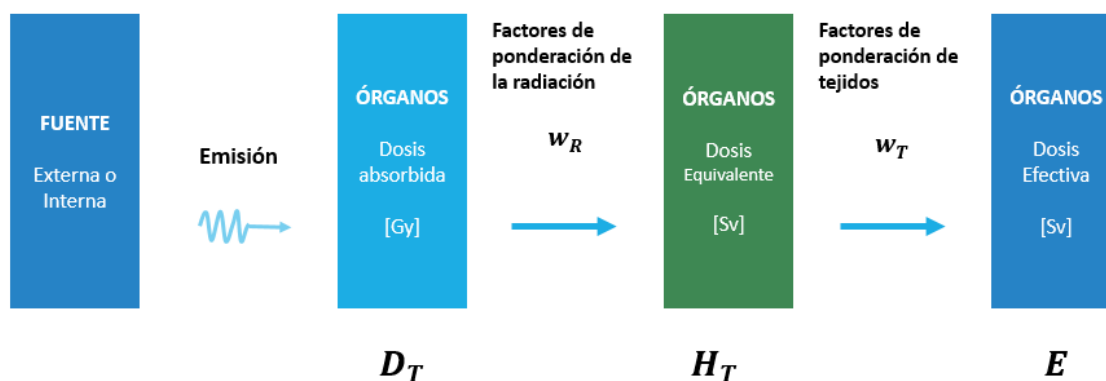
Tabla 11 - Factor de ponderación de un tejido (w_T)

Tejido	w_T	$\sum w_T$
Médula ósea (roja), colon, pulmón, estómago, mama, tejidos restantes ³	0.12	0.72
Gónadas	0.08	0.08
Vejiga, esófago, hígado, tiroides	0.04	0.16
Superficie ósea, cerebro, glándulas salivares, piel	0.01	0.04
	Total	1.00

Ref. IAEA – Normas Básicas Internacionales de Seguridad, 2011. Pág. 128.

En la Figura 7 se muestra de forma resumida la forma de cómo se realizan los cálculos necesarios para poder determinar la dosis, dosis equivalente y dosis efectiva, tomando en cuenta los distintos factores dependiendo el tipo de radiación y tipo de tejido, respectivamente.

Figura 7 - Cálculo de dosis



Ref. Material Curso Protección Radiológica en exposiciones médicas, Recife, Brasil 2011.

³ El de los tejidos restantes (0.12) se aplica a la dosis media aritmética recibida en los 13 órganos y tejidos de cada sexo que figuran a continuación. Tejidos restantes: glándulas suprarrenales, región extratorácica, vesícula biliar, corazón, riñones, nódulos linfáticos, músculo, mucosa oral, páncreas, próstata (hombre), intestino delgado, bazo, timo, útero/cuello del útero (mujer).

E. Efectos de la radiación

El núcleo es la estructura celular más sensible a las radiaciones, debido a que en éste se almacena la información genética de la molécula del ADN. Sin embargo, fuera del núcleo, también hay estructuras celulares sensibles a los efectos de la radiación. Tal es el caso de los organeros vinculados con el metabolismo aeróbico, así como el sistema de endomembranas y la membrana celular.

Cuando un sistema biológico es irradiado, se produce excitación o ionización al nivel de las moléculas críticas que lo componen. La modificación de ese sistema se produce en este caso por acción directa de la energía entregada; esto es, un efecto directo. Pero hay que considerar también que los sistemas biológicos son esencialmente acuosos, de modo que la energía absorbida en ese volumen de agua generará moléculas intermediarias con gran reactividad química; estos son los radicales libres, dando lugar a los mecanismos secundarios de daño definidos como efectos indirectos.

En las exposiciones a la radiación de baja transferencia lineal o baja LET predominan los efectos indirectos; mientras que en las exposiciones a radiación de alta LET, predominan los efectos debido a mecanismos directos de daño.

Una irradiación puede producir distintos tipos de lesiones en la molécula de ADN:

- Ruptura de cadenas (simples o dobles)
- Alteración de las bases nitrogenadas
- Oxidación de azúcares
- Formación de dímeros entre bases
- Formación de puentes entre dos cadenas de ADN

Cuando se produce irradiación, el tiempo entre eventos ionizantes es importante porque es el intervalo en el cual la célula puede poner en marcha los mecanismos de reparación o de adaptación a la lesión; en otras palabras, a mayor tiempo entre dos eventos subletales mayor es la probabilidad de recuperación del daño.

En la célula existen mecanismos de reparación muy eficaces que implican la participación de numerosas enzimas: endonucleasas, ADN polimerasas y ligasas, entre otras. Las rupturas dobles presentan mayores dificultades para los mecanismos reparadores que las rupturas simples, debido a que en las primeras la cadena es contralateral, que podría servir como modelo para iniciar la reparación, que también está dañada.

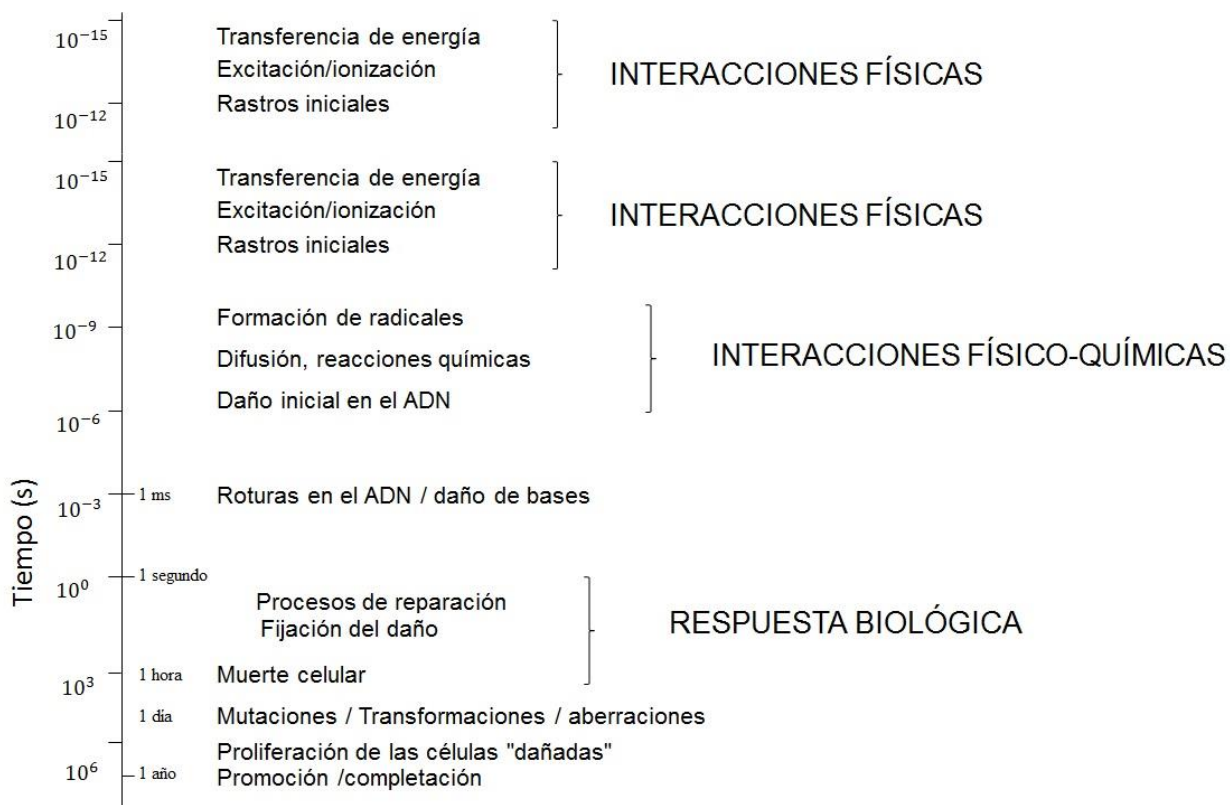
Los dos mecanismos principales de reparación son: escisión y resíntesis que permite la reparación de las rupturas simples, y las recombinaciones homólogas o heterólogas, reparadoras de las rupturas dobles.

En un sistema biológico dado, la proporción de células sobrevivientes disminuye cuando aumenta la dosis. La tasa de supervivencia dependerá de la dosis, del sistema celular estudiado y de las condiciones de estudio, Existen varios factores que pueden modificar la respuesta biológica entre los cuales pueden mencionarse:

- Concentración de oxígeno
- Tasa de dosis
- Fraccionamiento de la dosis
- Calidad de la radiación
- Clasificación de los efectos biológicos

El proceso de ionización producido por las radiaciones lleva a cambios, a veces transitoria que pueden dañar a las células. Si se producen daños celulares y no se reparan adecuadamente, puede ocurrir que las células afectadas mueran o se vea impedida su reproducción, o bien que se origine una célula viable, pero modificada. Ambos extremos tienen implicaciones profundamente distintas para el organismo.

Figura 8 - Tiempo de eventos que involucran radiación



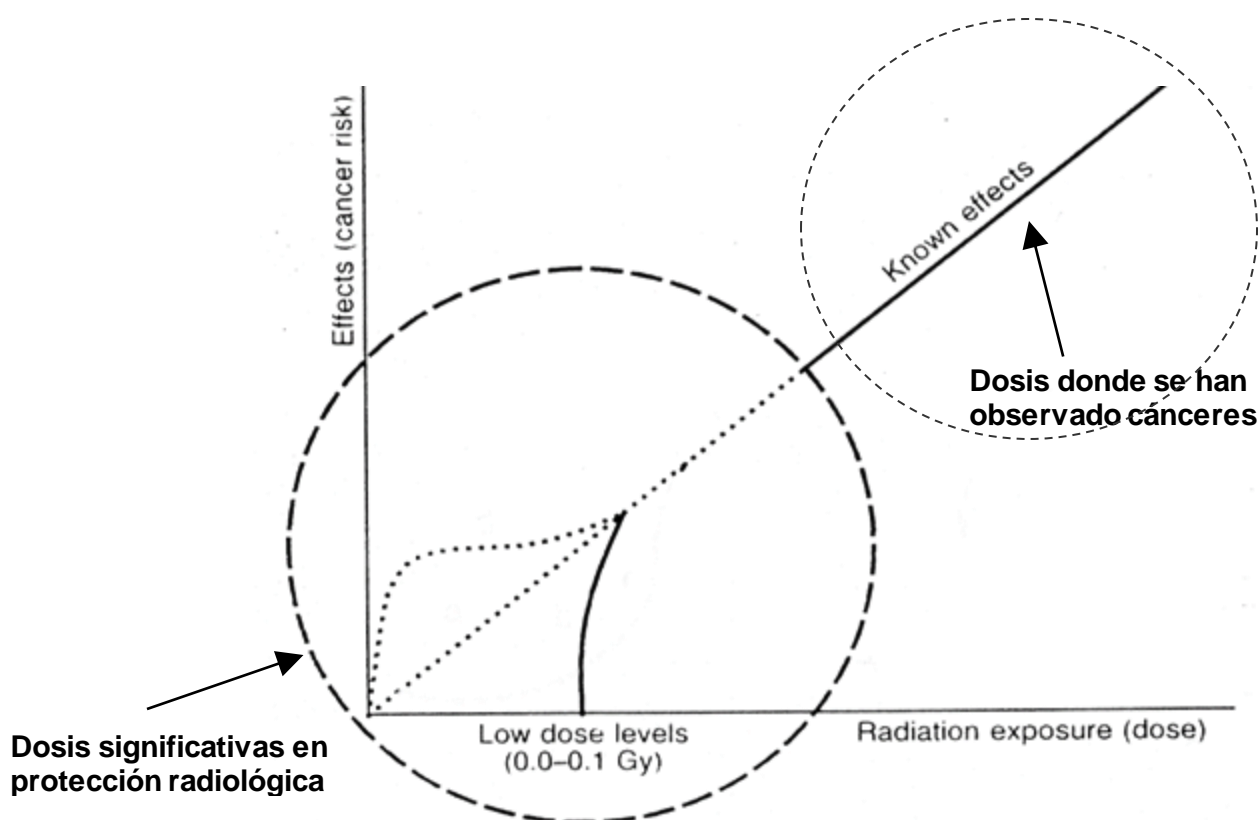
Ref. Material Curso Protección Radiológica en exposiciones médicas, Recife, Brasil 2011.

1. Efectos estocásticos. Los efectos estocásticos son aquellos en los cuales la probabilidad de que se produzca el efecto es función de la dosis, mientras que la severidad del mismo es independiente de la dosis y no tiene umbral. Los efectos estocásticos se producen como consecuencia del daño sobre una célula o un pequeño número de células. Ejemplos de efectos estocásticos son los efectos carcinogénicos y los efectos hereditarios de las radiaciones ionizantes.

El resultado será muy diferente si en vez de producirse la muerte de una célula irradiada, ésta sobrevive con una alteración en su genoma. Si la transformación se produce en una célula cuya función es transmitir información genética a generaciones posteriores; esto es, una célula germinal en las gónadas, el efecto de variado tipo y gravedad se expresará en la descendencia de la persona expuesta a la radiación. Este tipo de efecto se denomina hereditario. Por otro lado, si la transformación ocurre en una

célula somática, se podría dar lugar luego de un largo período de latencia, la inducción de un cáncer (carcinogénesis).

Figura 9 - Efectos estocásticos



Ref. Material Curso Protección Radiológica en exposiciones médicas, Recife, Brasil 2011.

2. Efectos deterministas. Si el número de células que murieron es lo suficientemente elevado, se producirá un daño susceptible que podrá ser fácilmente observado, que será el reflejo de una pérdida de funcionalidad del tejido. La probabilidad de que se produzcan tales daños será cero a dosis pequeñas, pero por encima de un determinado nivel de dosis o umbral, aumentará rápidamente hasta la unidad. Por encima del umbral aumentará asimismo la gravedad del daño con la dosis.

Los efectos deterministas son aquellos en los que la gravedad del efecto y su frecuencia varían en función de la dosis. La relación dosis-efecto tiene un umbral; para el cual, el 100% de la frecuencia de un evento determinista se logra con una dosis suficiente como para alcanzar el umbral de severidad en toda la población. La dosis umbral es la

dosis necesaria para provocar el efecto en por lo menos del 1 al 5% de los individuos expuestos.

Los efectos deterministas son la consecuencia de la sobreexposición externa o interna, instantánea o prolongada sobre todo o parte del cuerpo, provocando la muerte de una cantidad de células tal, que no puede producirse la proliferación de células viables. La pérdida resultante de células puede causar deterioros severos de la función de un órgano o tejido, clínicamente detectable.

El estudio de los efectos deterministas se basa en el análisis de la distribución espacial y temporal de la dosis sobre el cuerpo.

Los efectos letales de la radiación expresan la insuficiencia de determinados tejidos u órganos vitales para el organismo. Estas insuficiencias se evidencian luego de distintos períodos de tiempo de acuerdo a la cinética molecular de los tejidos afectados. La secuencia de eventos se caracteriza por una combinación de signos observados y síntomas manifestados, es decir síndromes. Diferentes órganos expresan insuficiencia en distintos rangos de dosis. De acuerdo a la dosis recibida en todo el cuerpo, se pueden distinguir las siguientes formas del Síndrome Agudo de Radiación:

- Hemopoyética
- Gastrointestinal (GI)
- Neurológicos o síndromes del sistema nervioso central (CN)

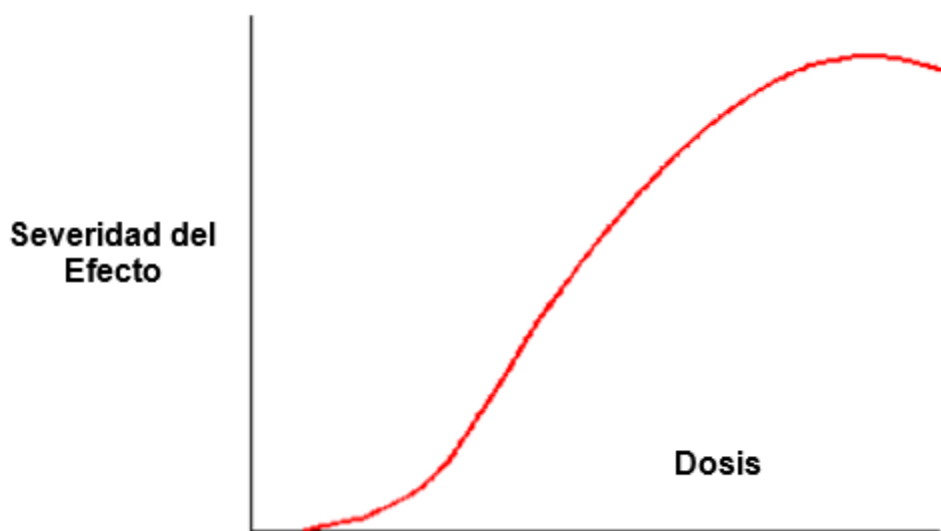
En general, los efectos biológicos de la radiación varían mucho dependiendo de factores tales como: la cantidad de exposición, tasa de exposición, área del cuerpo irradiada, tipo de radiación y la variabilidad biológica individual. Por lo que, usualmente se requieren grandes dosis de radiación para producir efectos biológicos a corto plazo.

Generalmente, las células son más sensibles a la radiación cuando se están dividiendo, de modo que los tejidos más radiosensibles son los órganos hematopoyéticos, la pared intestinal, la piel y el feto. Por el contrario, los tejidos más radioresistentes son los músculos, nervios y el cerebro adulto, donde la reproducción celular es mínima. Si las

células individuales son lo suficientemente dañadas por la radiación ionizante, a continuación, los síntomas clínicos específicos serán evidentes.

En la Figura 10, la curva muestra que hasta una cierta dosis, el efecto no se ve; a medida que aumenta la dosis el efecto empeora, a menudo hasta el punto en que se observa algún efecto máximo.

Figura 10 - Respuesta dosis-efecto



Ref. IAEA - <http://www-ns.iaea.org/tutorials/bptc/chapter2/radpro2131.htm>

Para que se produzcan los síntomas del síndrome hematopoyético, la irradiación de todo el cuerpo agudo está en el rango de varios Gray. La LD₅₀₋₃₀, que es la dosis letal para el 50% de la población irradiada dentro de los 30 días se da entre 4-5 Gy. La Tabla 12 muestra las categorías de dosis-respuesta (letalidad) para la irradiación aguda específica de todo el cuerpo.

Tabla 12 - Dosis-respuesta para la irradiación de todo el cuerpo

Dosis (Gy)	Respuesta
< 1	Efectos no perceptibles
1 – 2	Supervivencia probable
2 – 5	Supervivencia posible

Ref. <http://www-ns.iaea.org/tutorials/bptc/chapter2/radpro2131.htm>

Continuación Tabla 12

Dosis (Gy)	Respuesta
5 – 7	Supervivencia poco probable
> 7	Muerte casi segura

Ref. <http://www-ns.iaea.org/tutorials/bptc/chapter2/radpro2131.htm>

Para que se produzca el síndrome gastrointestinal (GI), las dosis agudas deben estar dentro del intervalo de 10-20 Gy. La muerte será determinada dentro de 3-7 días. El síndrome del sistema nervioso central se produce a irradiaciones de más de 20 Gy. Muerte a 100% de la población irradiada se producirá dentro de 2 días. La Tabla 13 muestra los posibles efectos de la irradiación gamma de todo el cuerpo aguda.

La enfermedad por radiación es un grupo de síntomas que incluye diarrea y vómitos, náuseas, cansancio, hemorragia, fatiga, e infección y si la dosis es muy alta, la muerte. El inicio y la gravedad de estos síntomas es principalmente una función de la dosis.

Tabla 13– Efectos de la radiación debido a la exposición de altas dosis

Exposición (Sv)	Efecto observado	Requiere atención médica	Capacidad de alertar en caso de exposición	Probabilidad de muerte debido a la radiación	Comentarios
0 – 0.5	<ul style="list-style-type: none"> No hay síntomas Esterilidad temporal en hombres con 0.3 – 0.6 Gy 	No	Sí	0	
0.5 – 2	<ul style="list-style-type: none"> Síndrome hematopoyético 	No	Sí	< 5 %	Muerte > 60 d

Ref. <http://www-ns.iaea.org/tutorials/bptc/chapter2/radpro2131.htm>

Continuación Tabla 13.

Exposición (Sv)	Efecto observado	Requiere atención médica	Capacidad de alertar en caso de exposición	Probabilidad de muerte debido a la radiación	Comentarios
0.5 – 2	<ul style="list-style-type: none"> Esterilidad temporal (1 a 3 años) en mujeres puede producirse alrededor de 3 meses después de 1.1 Gy 	No	Sí	< 5 %	Muerte > 60 d
2 – 4.5	<ul style="list-style-type: none"> Síndrome GI Quemaduras de primer grado Esterilidad permanente en mujeres se produce a los 3 Gy 	Sí	No	< 50 %	30 d < Muerte < 60 d
4.5 – 6	<ul style="list-style-type: none"> Síndrome CN Esterilidad permanente en hombres a los 6 Gy 	Sí	No	> 50 %	Muerte – 30 d
> 6 10 50	<ul style="list-style-type: none"> Síndromes GI y CN Aparecen quemaduras de segundo grado Aparecen quemaduras de tercer grado 	Sí	No	100%	Muerte < 30 d

Ref. <http://www-ns.iaea.org/tutorials/bptc/chapter2/radpro2131.htm>

3. Accidentes y consecuencias. A continuación, se muestran los efectos debido a la exposición a altas dosis radiación, en la mayoría de los casos, falta del conocimiento y habilidades básicas en protección radiológica.

a. Accidente en un irradiador. Las piernas de dos hombres fueron tan severamente lesionadas que debieron ser amputadas. El trabajador que recibió la mayor dosis falleció 6.5 meses después del accidente.

Figura 11 - Incidente con irradiador



Ref. IAEA – Material de capacitación en protección radiológica, 2005.

b. Accidente en radiografía industrial. Un trabajador sin capacitación adecuada, guardó una fuente radiactiva utilizada en radiografía industrial en la bolsa de su camisa, con lo que fue expuesto a una alta dosis de radiación.

Figura 12 – Sobreexposición en radiografía industrial



6 días después del accidente



15 días después del accidente

Ref. IAEA – Material de capacitación en protección radiológica, 2005

c. Fuente radiactiva abandonada. A finales de enero o comienzos de febrero de 2000, un cabezal en desuso de teleterapia con ^{60}Co fue parcialmente desmantelado, extraído de un sitio de almacenamiento inseguro y vendido como chatarra.

Las personas que abrieron el blindaje y luego transportaron el dispositivo a un depósito de chatarra estuvieron expuestos a la radiación emitida por la fuente. En el depósito de chatarra, el dispositivo fue desarmado más aún y la fuente, no reconocida como tal, se salió exponiendo a los trabajadores que allí se encontraban.

En total, 10 personas recibieron altas dosis provenientes de la fuente. Tres de esas personas, todos trabajadores del depósito de chatarra, murieron en los dos meses posteriores al accidente como consecuencia de su exposición.

Figura 13 - Fuente de Cobalto-60 abandonada



Cabezal de Co-60 abandonado



Imagen de una fuente utilizada en teleterapia

Ref. IAEA – Material de capacitación en protección radiológica, 2005

d. Daño accidental (control deficiente por parte del usuario). Un medidor para determinar humedad y densidad fue aplastado por un compactador, pero la fuente permaneció intacta

Figura 14 - Fuente radiactiva aplastada



Ref. IAEA – Material de capacitación en protección radiológica, 2005

e. Incidente en radiología intervencionista. Puede estar relacionado con un adiestramiento inadecuado y la falta de atención del operador. Un paciente de 40 años

que, por necesidad recibió prolongados y repetidos procedimiento de radiología intervencionista (Rayos X) en un corto intervalo de tiempo.

Figura 15 - Sobreexposición en práctica médica



Imagen del paciente poco después de ser tratado por fluoroscopia



Imagen de aproximadamente 18 meses después de la exposición

Daños inducidos por las radiaciones en la piel debidos a Fluoroscopia. Thomas B Shope 1995.
USFDA Center for Devices and Radiological Health
Ref. IAEA – Material de capacitación en protección radiológica, 2005

F. Principios de la protección radiológica

La protección radiológica tiene como objetivo la protección del hombre contra los efectos nocivos de la radiación, permitiendo no obstante importantes prácticas que podrían resultar en exposición a radiación. El propósito principal de de las recomendaciones de la ICRP es proveer un nivel adecuado de protección para el hombre compatible con el uso de las radiaciones en aquellas prácticas en las que su empleo sea beneficioso.

Los objetivos de la protección radiológica son los de evitar los efectos deterministas y reducir la probabilidad de los efectos estocásticos. El sistema de protección radiológica, recomendado por la ICRP, está basado en tres principios fundamentales:

- Justificación
- Optimización
- Limitación de dosis

1. Justificación. Los diferentes tipos de actividades que implican exposición a las radiaciones deben ser justificadas por las ventajas que proporcionen. En otras palabras, las ventajas deben superar los efectos perjudiciales potenciales.

2. Optimización. Se aplica el criterio ALARA (As Low As Reasonably Achievable), según el cual todas las exposiciones a las radiaciones ionizantes deben ser mantenidas tan bajas como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta los citados factores económicos y sociales. Las dosis individuales, el número de personas expuestas y la probabilidad de que se produzcan exposiciones potenciales, deben mantenerse en el valor más bajo que sea razonablemente posible.

3. Limitación de dosis. En todo caso, la dosis de radiación que puede recibir cualquier individuo no debe superar a los valores establecidos como límites legales, lo que garantiza la protección del público en general y del personal expuesto.

La limitación de los efectos derivados de las radiaciones ionizantes se consigue evitando las exposiciones no justificadas y manteniéndolas tan bajas como sea posible justificarlas.

La dosis de radiación recibida por un individuo al permanecer en las proximidades de una fuente radiactiva depende de tres factores: el tiempo de exposición, distancia a la fuente y blindaje.

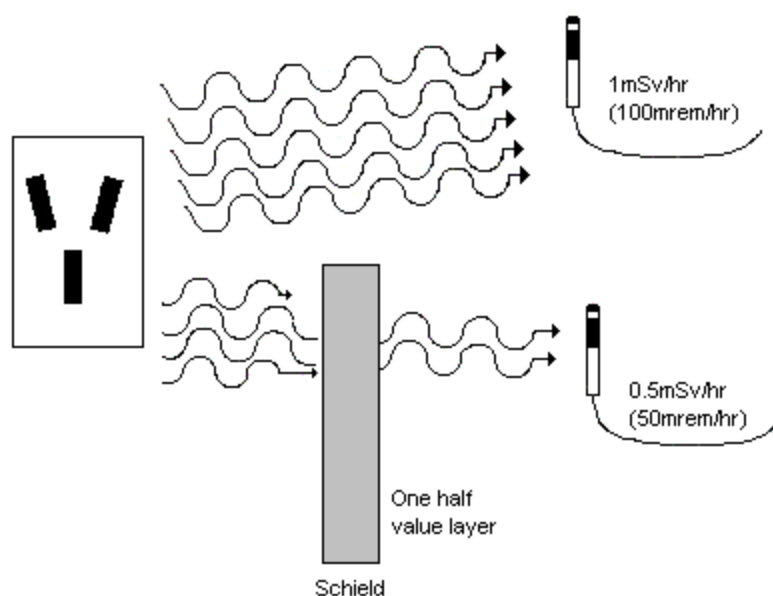
a. Tiempo. La dosis es directamente proporcional al tiempo de exposición. Considere el siguiente ejemplo; una persona que trabaja en un campo de 4 mSv/h, nivel al que se producen 50 μ Ci de ^{32}P a 10 – 15cm, recibe en una hora 4 mSv; pero en un período de 5 segundo recibe menos de 0.006mSv.

b. Distancia – Ley del inverso del cuadrado. La intensidad de la radiación es inversamente proporcional al cuadrado de la distancia; es decir, $I \propto 1/r^2$. Por ejemplo; 1

MBq (27 μ Ci) de ^{32}P en 1 mm produce una tasa de dosis de 210 mSv/h en la superficie y menos de 0.021 mSv/h a un metro de distancia.

c. Blindaje. Son barreras situadas entre el material radioactivo y los usuarios que eliminan o atenúan la radiación. La elección de la pantalla adecuada depende del tipo de emisión. Existen dos tipos de pantallas o blindajes, las denominadas barreras primarias (atenúan la radiación del haz primario) y las barreras secundarias (evitan la radiación difusa). Como ejemplo, la radiación beta emitida por el ^{32}P se detiene con un centímetro de polimetacrilato de metilo (PMMA), que absorbe eficazmente las partículas β y reduce la energía de radiación gamma de frenado (bremsstrahlung). Para los emisores alfa, como el ^{125}I , se necesitan materiales pesados como plomo para atenuar las radiaciones gamma o rayos X.

Figura 16 - Blindaje



Ref. IAEA Nuclear Installation Safety Division of the IAEA, updated on 19 September 2004, <http://www-ns.iaea.org/tutorials/bptc/chapter2/radpro233.htm#top>

G. Métodos de dosimetría

De acuerdo con el tipo de fuente de radiación que produce la irradiación, la dosimetría en protección radiológica puede considerarse externa o interna. Se llama dosimetría

externa cuando se está cuantificando la irradiación producida por fuentes de radiación fuera del cuerpo. En el caso que la fuente de radiación esté incorporada al cuerpo la determinación de la cantidad de radiación comprende la dosimetría interna.

La dosimetría externa se clasifica a su vez en dosimetría de área, dosimetría personal, dosimetría en caso de accidente y vigilancia radiológica ambiental. La dosimetría interna implica tanto el control de la radiactividad en áreas de trabajo como de aquella incorporada al cuerpo.

1. Dosimetría de área. El objetivo de la dosimetría de área consiste en averiguar si en el lugar de trabajo existen niveles significativos de radiación y determinar el campo de radiación para evaluar con anticipación la dosis que pueda recibir una persona que ocupe el lugar por un tiempo determinado. Por lo tanto, la dosimetría de área es una medida preventiva ya que permite alertar al personal para evitar zonas peligrosas. Además de que proporciona la información necesaria para eliminar o reducir el peligro mediante el reforzamiento de las medidas físicas de protección, la descontaminación del área u otros procedimientos correctivos que sean necesarios.

Para efectuar este tipo de mediciones, por lo general se utilizan instrumentos portátiles que miden la tasa de dosis o tasa de exposición conocidos comúnmente como “medidores de relación” o monitores. Estos instrumentos constan de dos partes principales: un dispositivo sensible a la radiación conocido como detector y un sistema electrónico que suministra el voltaje para el funcionamiento del detector, así como un medio para medir la cantidad de radiación que éste recibe mediante la amplificación de la señal producida por la radiación en el detector y una fuente de alimentación a base de baterías que va a proporcionar la energía para que funcionen las demás partes del monitor. Todo esto está contenido dentro de un recipiente metálico resistente al uso constante. Lo único que queda al exterior es la escala de medición y las perillas de control. El instrumento puede tener una o varias perillas de control. Sin embargo, la mayoría posee sólo una perilla de función múltiple la cual sirve para encender y apagar el instrumento, probar la batería y cambiar el valor de la escala.

Entre las características más importantes que debe tener un monitor se encuentran: alta sensibilidad, amplio intervalo de medición, suficiente exactitud, estabilidad ante las

condiciones climáticas y as variaciones de temperatura, facilidad de manejo, resistencia al uso diario, durabilidad, peso y tamaño pequeños y facilidad en la interpretación de las lecturas. Es prácticamente imposible que un solo instrumento satisfaga todos estos requisitos porque lo que se debe seleccionar el más adecuado para casa uso particular y en ocasiones se requiere usar varios que se complementen entre sí. El tipo de detector usado en cada caso dependerá del tipo de radiación que se presuma está presente en el lugar de trabajo. Así, para detectar la presencia de rayos X o radiación gamma se pueden usar cámaras de ionización contadores proporcionales, contadores Geiger-Müller o detectores de centelleo. Para detectar partículas beta se utiliza, por lo general, el mismo tipo de detectores que para rayos X o radiación gamma pero provistos de una ventana delgada tal que permita el paso de estas partículas. En el caso de neutrones es común utilizar detectores llenos de algún gas sensible a los neutrones térmicos rodeando el detector de algún material que sirva como moderador para termalizar los neutrones rápidos. Los detectores semiconductores pueden utilizarse para medir radiación gamma o bien partículas alfa o beta dependiendo del tipo de material semiconductor del que estén contruidos.

2. Dosimetría personal. Hasta la fecha no existe un acuerdo unánime acerca de la magnitud que realmente debe medirse en el caso de la dosimetría personal. Esto ha ocasionado que existan, una gran variedad de sistemas para este propósito. La mayoría de leyes y reglamentos se refieren a la “dosis real absorbida por el cuerpo” lo cual resulta demasiado ambiguo y en general ya que, en principio, esto no puede llevarse a cabo; en primer lugar porque el dosímetro se lleva en algún lugar “representativo” sobre la superficie del cuerpo y por lo tanto medirá la dosis en ese sitio, además de que el campo de radiación casi nunca es homogéneo por lo que la dosis medida por el dosímetro puede depender de la orientación del cuerpo dentro del campo de radiación y consecuentemente variar de un punto a otro del cuerpo. En segundo lugar, aún en el caso de que el campo de radiación fuere homogéneo, la dosis absorbida en diferentes partes del cuerpo variará con el tipo de radiación y la energía de ésta. Asimismo lo diversos órganos presentan sensibilidades diferentes dependiendo del tipo de radiación y de la magnitud de dosis.

Existen diferentes criterios para efectuar la estimación del equivalente de dosis en dosimetría personal. Entre los principales se encuentran los siguientes:

- Medición de la dosis superficial independiente de la energía de la radiación: Se mide la dosis absorbida en un lugar representativo de la superficie del cuerpo sin tomar en cuenta la distribución de la energía de la radiación.
- Medición de la dosis superficial y de la distribución de la energía de la radiación: En este caso, el sitio donde se lleva el dosímetro se considera representativo de la superficie total del cuerpo y, es a partir de la distribución de la energía que se calcula la dosis absorbida en los órganos de interés.

El dosímetro debe indicar la dosis absorbida por el órgano considerado como crítico. Para bajas dosis se considera a las gónadas como órgano crítico; mientras que para irradiaciones accidentales se considera al sistema hematopoyético, es decir, los órganos formadores de sangre.

Los dispositivos con los que se llevan a cabo estas mediciones se denominan dosímetros personales los cuales, aún sin considerar la forma en que se interpretan las mediciones, deben cumplir con los siguientes requisitos:

1. Deben ser pequeños, fáciles de llevar sobre la ropa de trabajo, mecánicamente resistentes y de bajo costo.
2. El intervalo de respuesta debe extenderse desde 0.1 mSv hasta 10 Sv.
3. La respuesta debe ser, en lo posible, independiente de la orientación del dosímetro.
4. La medición de la dosis debida a rayos X o radiación gamma no deben ser influenciada por otros tipos de radiación; éstos deben medirse en forma independiente.
5. El dosímetro no debe perder información con el tiempo; es decir, debe tener un desvanecimiento muy bajo.
6. La respuesta del dosímetro no debe verse afectada por condiciones ambientales normales.
7. La lectura del dosímetro debe ser rápida, sencilla, económica y suficientemente exacta.

En la actualidad son cuatro los tipos de dosímetros que se utilizan comúnmente para dosimetría personal; éstos son: dosímetros de bolsillo, dosímetros de película, dosímetros radiofotoluminiscentes y dosímetros termoluminiscentes.

H. Límite de dosis

Dentro de las instalaciones del Departamento de Física, y sus alrededores dentro de la UVG, los límites de dosis para los trabajadores y estudiantes ocupacionalmente expuestos se establecen en cumplimiento con el Decreto Ley 11-86, Ley para el Control, Uso y Aplicación de Radioisótopos y Radiaciones Ionizantes, y sus Reglamentos.

1. Exposición ocupacional. Para la exposición de trabajadores mayores de 18 años; es decir, personas en formación y estudiantes que deban manejar fuentes de radiación por razón de sus estudios, los límites de dosis son los siguientes:

- Una dosis efectiva de 20 mSv anuales promediada durante cinco años consecutivos (100 mSv en 5 años) y 50 mSv en un año cualquiera.
- Una dosis equivalente en el cristalino de 20 mSv anuales promediada durante cinco años consecutivos (100 mSv en cinco años) y de 50 mSv en un año cualquiera.
- Una dosis equivalente en las extremidades (manos y pies) o en la piel de 500 mSv en un año.

Se aplican restricciones en caso de exposición ocupacional de una trabajadora que haya comunicado su estado de gestión o lactancia.

Para la exposición de personas en formación y estudiantes de 16 a 18 años que están recibiendo capacitación para manejar fuentes de radiación y para la exposición de estudiantes de 16 a 18 años que utilizan fuentes por razón de sus estudios, los límites de dosis son:

- Una dosis efectiva de 6 mSv en un año.
- Una dosis equivalente en el cristalino de 20 mSv en un año.

- Una dosis equivalente en las extremidades (manos y pies) o en la piel de 150 mSv en un año.

2. Exposición del público. Para la exposición del público; es decir, personas que no utilizan fuentes de radiación, los límites de dosis son:

- Una dosis efectiva de 1 mSv en un año.
- En circunstancias especiales, podría aplicarse un valor más elevado de dosis efectiva en un solo año, siempre que el promedio de la dosis efectiva durante cinco años consecutivos no exceda de 1 mSv por año.
- Una dosis equivalente en el cristalino de 15 mSv en un año.
- Una dosis equivalente en la piel de 50 mSv en un año.

La Tabla 14 muestra de los límites de tasa de dosis y tasa de dosis efectiva tanto para la exposición ocupacional como para el público por año. Para el caso de los límites de tasa de dosis y tasa de dosis por hora que se muestran en la tabla, los mismos se calcularon de acuerdo a las suposiciones siguientes: un año ocupacional equivale a 50 semanas, una semana laboral de 5 días, cada uno de 8 horas de trabajo o exposición ocupacional. Esta suposición optimiza los límites de protección radiológica.

Tabla 14 - Límite de tasa de dosis equivalente y efectiva

	Tasa de dosis equivalente		Tasa de dosis efectiva
	Cristalino	Piel y/o extremidades	
Estudiantes Menores de 18 años	20 mSv/año o 10 μ Sv/h	150 mSv/año o 75 μ Sv/h	6 mSv/año o 3 μ Sv/h
Estudiantes Mayores de 18 años	20 mSv/año o 10 μ Sv/h	150 mSv/año o 75 μ Sv/h	20 mSv/año o 10 μ Sv/h
Mujeres embarazadas	-	-	1 mSv/año o 0.5 μ Sv/h

Ref. Elaboración propia.

Continuación Tabla 14.

	Tasa de dosis equivalente		Tasa de dosis efectiva
	Cristalino	Piel y/o extremidades	
Trabajadores expuestos (personal administrativo)	20 mSv/año o 10 μ Sv/h	500 mSv/año o 250 μ Sv/h	20 mSv/año o 10 μ Sv/h
Público general	15 mSv/año o 7.5 μ Sv/h	50 mSv/año o 25 μ Sv/h	1 mSv/año o 0.5 μ Sv/h

Ref. Elaboración propia.

3. Clasificación del personal. De acuerdo a las Normas Básicas Internacionales de Seguridad del OIEA, en general a las personas que por circunstancias de su trabajo o bien las actividades asociadas a su trabajo, bien sea de modo habitual u ocasional que están sometidas a riesgos de exposición a la radiación ionizante, las personas o personal se clasifican de la siguiente manera:

- Trabajador ocupacionalmente expuesto: se le considera así a todo trabajador que realice actividades vincularas con la aplicación de la radiación ionizante.
- Estudiante: Personal en formación que debe usar, manipular u operar con fuentes radiactivas.
- Miembros del público: cualquier individuo de la población guatemalteca que no sea sometido a exposiciones médicas u ocupacionales, además se considera miembros del público:
 - A los trabajadores no expuestos
 - Los trabajadores expuestos, fuera de su horario de trabajo
 - Usuarios de instituciones sanitarias mientras no estén siendo atendidas como pacientes con fines diagnósticos o terapéuticos
 - Cualquier otro individuo de la población

En general, todas las personas que usen fuentes radiactivas o bien se expongan a la radiación, se clasifican en dos categorías:

Categoría A: Pertenecen a esta categoría las personas puedan recibir una dosis efectiva superior a 6 mSv por año, o una dosis equivalente superior a 3/10 de los límites de dosis equivalente para el cristalino, la piel y las extremidades.

Categoría B: Pertenecen a esta categoría las personas que es muy improbable que reciban dosis efectivas superiores a 6mSv por año, o a 3/10 de los límites de dosis equivalente para el cristalino, la piel y las extremidades.

4. Clasificación de zonas. De conformidad con la clasificación del personal respecto a los niveles de exposición, el área de trabajo debe dividirse de la siguiente manera:

- Zona vigilada o controlada
Será aquella en la que la vigilancia que cubre todas las áreas en las que es probable la exposición en condiciones normales de trabajo exceda de 1/10 (pero por debajo de 1/3) de cualquiera de los límites de exposición anuales.
- Zona restringida
Será aquella en la que la vigilancia que cubre todas las áreas en las que es probable la exposición en condiciones normales de trabajo exceda de 3/10 de uno de los límites de exposición anuales.

I. Procedimientos de seguridad

La norma básica para todo tipo de trabajo con material radioactivo es no exponer a las personas ni al entorno a radiación innecesaria ni excesiva; para ello se deben aplicar a los experimentos con radioactividad los principios siguientes:

- Mínima actividad compatible con el experimento
- Mínimo tiempo de exposición
- Máxima distancia desde la fuente emisora
- Blindaje adecuado al radioisótopo utilizado.

Para ingresar al laboratorio de radiaciones ionizantes es imprescindible el empleo de bata, guantes y el equipo necesario para la detección de radiación (actividad, exposición, dosis, etc.).

Todo usuario de radiactividad deberá comunicar, con antelación suficiente, su deseo de trabajar en el laboratorio de con material radioactivo con la Dirección.

Todo usuario de radiactividad debe revisar previamente la zona y/o aparato en la que vaya a trabajar, si encuentra alguna fuga o mal estado en el equipo avisar al instructor y a la Dirección. El usuario anterior será el responsable de las anomalías por uso inadecuado del equipo.

Una vez finalizado el trabajo, hay que chequear la ausencia de fugas, correcto funcionamiento del equipo que fue utilizado.

Registrar la entrada de cualquier producto radiactivo, indicando: nombre del producto, fecha de recepción, casa comercial, modelo, número de serie, actividad, actividad específica, fecha de calibración, concentración, investigador responsable, así como cualquier otra incidencia (dilución, etc.). En el vial de recepción: isótopo, fecha y nombre de usuario.

Los radioisótopos se guardarán dentro de los contenedores suministrados por la casa comercial.

Se listan las normas obligatorias para trabajar dentro del laboratorio con prácticas que requieran radiación ionizante

1. Está prohibido comer, beber, fumar o la aplicación de cosméticos en los laboratorios donde se manipulen fuentes radiactivas.

2. No introducir objetos personales en el área donde se manipulan productos o fuentes radiactivas.
3. Usar ropa de laboratorio y guantes de látex cuando se trabaje con productos radiactivos o fuentes radiactivas.
4. Lavarse las manos cuidadosamente después de trabajar con fuentes radiactivas, aunque no se detecte contaminación.
5. Las personas con heridas abiertas no pueden manipular bajo ninguna circunstancia fuentes radiactivas.
6. Trabajar con el material o fuentes radiactivas en una zona exclusiva de trabajo dentro del laboratorio, de preferencia sobre papel absorbente y/o bandejas.
7. Usar las pantallas protectoras de radiación cuando sea necesario. Usar gafas protectoras o de ser posible, utilizar pantallas de polimetacrilato de metilo (PMMA), como protección contra las radiaciones difusas.
8. Mantener en todo momento limpieza escrupulosa en el área de trabajo, la contaminación y pequeños residuos se deberán limpiar de inmediato.
9. Comprobar la ausencia de contaminación en la zona de trabajo, aparatos, guantes, etc., al iniciar el trabajo; durante el desarrollo de los experimentos, trabajo y al finalizar cualquier actividad.
10. Mantener los residuos radiactivos en contenedores cerrados.
11. Evitar la acumulación de material radiactivo en los laboratorios.
12. Almacenar todo lo que no esté en uso en las áreas designadas.
13. Identificar, excepto los que se sean de uso inmediato, todos los contenedores con material radiactivo.
14. Identificar y registrar el material radiactivo o las fuentes de acuerdo a su actividad, forma química y física, números de serie, el historial de uso de la fuente, incluyendo el control de todos los movimientos dentro y fuera de su lugar de almacenamiento
15. Transportar el material radiactivo de forma que se impidan derrames.
16. No mezclar residuos sólidos y líquidos.
17. No dejar objetos cortantes o punzantes en las bolsas de residuos
18. Durante la manipulación del isótopo tener conectado el monitor adecuado

El uso de batas de laboratorio y guantes ayuda a proteger a los usuarios del material radiactivo contra exposiciones accidentales de la piel, la descontaminación de ésta es

incómoda y difícil. Los guantes contaminados son una fuente de contaminación tanto personal como de zonas y equipos, por eso es importante dejar todos los objetos personales fuera del laboratorio.

Es necesario revisar frecuentemente los guantes para comprobar que están limpios y si los guantes están contaminados existe una gran probabilidad de dispersar la contaminación. La norma a seguir es eliminar los guantes contaminados, como residuo sólido, antes de cualquier otra operación.

El uso de doble guante previene la contaminación de las manos, sin embargo, se deberá tener mucho cuidado al momento de quitarse los guantes

J. Capacitación del personal

Es responsabilidad de la dirección garantizar que los trabajadores y/o estudiantes que puedan estar ocupacionalmente expuestos a la radiación y las personas con responsabilidades asignadas en el Programa de Protección Radiológica reciban capacitación e información general sobre protección radiológica.

La dirección debería estar adiestrada en los riesgos asociados con la radiación ionizante, los principios básicos de la protección radiológica, sus responsabilidades principales con respecto a la gestión del riesgo radiológico y los elementos principales del Programa de Protección.

La capacitación para los trabajadores directamente implicados en el trabajo con las fuentes de radiación debería incluir la información pertinente, presentada en forma de documentos, conferencias y ejercicios prácticos, y debería hacer hincapié en los procedimientos específicos de la tarea asignada al trabajador. Se debería prestar una atención particular al personal de mantenimiento, para asegurar que ellos cuenten con la capacitación y la información necesaria. La capacitación para los trabajadores que se consideran ocupacionalmente expuestos debería incluir temas con un nivel de detalle acorde con las labores asignadas y el peligro potencial. La capacitación debería abarcar cuestiones como las siguientes:

1. Riesgos principales asociados con la radiación ionizante;
2. Magnitudes básicas y unidades empleadas en la protección radiológica;
3. Principios de la protección radiológica (optimización de la protección, límites de dosis, etc.);
4. Fundamentos de la protección radiológica práctica, p. ej., el uso del equipo protector, blindajes, comportamiento en zonas designadas;
5. Cuestiones relacionadas con las tareas específicas;
6. Responsabilidad de avisar de inmediato a una persona designada si se presenta algún incidente imprevisto que implique el aumento del riesgo radiológico;
7. Cuando proceda, medidas que pudieran ser adoptadas en caso de un accidente.

Cuando haya de realizarse un trabajo que implique una exposición significativa a la radiación, debería considerarse el uso de la capacitación en simuladores o modelos a escala para garantizar que el trabajo se realice de la mejor manera posible, que se eviten todos los peligros innecesarios y que el tiempo de exposición sea minimizado.

Antes de cualquier tarea no supervisada, debería evaluarse y determinarse si es adecuado el conocimiento de los trabajadores sobre las nociones fundamentales de seguridad y protección radiológica, así como su nivel de capacitación y competencia para desempeñar sin riesgo las tareas especificadas. Debería establecerse un proceso para evaluar el conocimiento de los trabajadores, su nivel de capacitación y su competencia.

La información sobre protección radiológica y los programas de capacitación deberán documentarse y aprobarse a un nivel apropiado dentro de la organización. Tales programas deberían revisarse periódicamente para garantizar que estén actualizados.

Los registros formales de capacitación y las pruebas de cada trabajador deberían mantenerse, y conservarse por tres de años después del cese del empleo.

Debería ofrecerse el readiestramiento periódico para garantizar que los trabajadores tengan el conocimiento pertinente más actualizado con relación a su trabajo, y que no sean indiferentes a los peligros que acarrea. El readiestramiento también debería

emprenderse cuando ocurran cambios importantes en la planificación o los procedimientos. La capacitación debería actualizarse a intervalos regulares.

K. Categorización de fuentes radiactivas

Se considera “peligrosa” una cantidad de material radiactivo si puede originar lesiones permanentes o poner en peligro inmediato las vidas humanas si no se administra o encapsula en condiciones de seguridad. Entre las lesiones debido a la exposición a la radiación hay que citar las quemaduras que requieren intervenciones quirúrgicas y las lesiones debilitantes en las manos. Entre las lesiones temporales figuran el eritema y la irritación cutánea y los cambios temporales en la composición de la sangre.

Se estima que las exposiciones pueden representar un peligro inmediato de muerte cuando son susceptibles de provocar lesiones en tejidos u órganos que resultarán letales en pocos años como máximo. Las exposiciones que ponen en peligro inmediato la vida:

- Suelen ser consecuencia de dosis de radiación muy altas recibidas a lo largo de un período que puede ir de horas a meses, debido a la presencia en las inmediaciones de cantidades peligrosas de material sin blindaje — por ejemplo, de una fuente peligrosa situada en el cajón de un mueble cerca de la cama , [9].
- Son consecuencia, en raras ocasiones, de haber comido o bebido sin saberlo (o si se trata de alguien que esté muy cerca, de haber respirado) pequeñas cantidades de material dispersable — por ejemplo, si alguien abre el contenedor de una cantidad peligrosa de material radiactivo en forma dispersable. Los materiales en polvo, gases y líquidos y los volátiles, combustibles, hidrosolubles y pirofóricos son todos dispersables, [9].

Para establecer la categoría según su peligrosidad, a la cual pertenece, se deberá tomar la actividad A de la fuente en TBq o Ci, y dividirla por el valor de peligrosidad relativa por radionucleido D del radionucleido correspondiente, de acuerdo a la fórmula siguiente:

$$A/D$$

Donde:

A = actividad;

D = nivel de peligrosidad relativa por radionucleido.

En la siguiente tabla se establecen los parámetros utilizados para la categorización de fuentes radiactivas, lo que da por resultado, la categoría a la cual pertenece la misma.

Tabla 15 - Categorías recomendadas para fuentes utilizadas en prácticas comunes

Categoría	A/D	Material nuclear y radiactivo
1	$A/D \geq 1000$	<ul style="list-style-type: none"> • Generadores termoeléctricos radioisotópicos (GTR) • Irradiadores • Material nuclear y radiactivo para teleterapia • Material nuclear y radiactivo para teleterapia fija de haces múltiples (“cuchillo gamma”)
2	$1000 > A/D \geq 10$	<ul style="list-style-type: none"> • Material nuclear y radiactivo de gammagrafía industrial • Material nuclear y radiactivo de braquiterapia de tasa de dosis alta/media
3	$10 > A/D \geq 1$	<ul style="list-style-type: none"> • Medidores industriales fijos que tienen incorporados material nuclear y radiactivo de alta actividad • Sondas de pozos
4	$1 > A/D \geq 0.01$	<ul style="list-style-type: none"> • Material nuclear y radiactivo de braquiterapia de baja tasa de dosis (salvo placas oftálmicas e implantes permanentes) • Calibradores industriales que no tienen incorporado material nuclear y radiactivo de actividad alta • Densitómetros óseos • Eliminadores de electricidad estática

Ref. IAEA Clasificación de las fuentes radiactivas No. RS-G-1.9, 2009. Pág. 7.

Continuación Tabla 15.

Categoría	A/D	Material nuclear y radiactivo
5	y $0.01 > A/D$ $A > \text{exento}$	<ul style="list-style-type: none"> • Placas oftálmicas y material nuclear y radiactivo de implantes permanentes de baja tasa de dosis de braquiterapia • Dispositivos de fluorescencia de rayos • Dispositivos de captura de electrones • Materiales nucleares y radiactivos de espectrometría Mössbauer • Materiales nucleares y radiactivos de comprobación de tomografía por emisión de positrones

Ref. IAEA Clasificación de las fuentes radiactivas No. RS-G-1.9, 2009. Pág. 7.

Para realizar el cálculo anterior se utilizará la siguiente tabla de valor (D) de peligrosidad relativa por radionucleido.

Tabla 16 – Actividad correspondiente a una fuente peligrosa (valor D) de determinados radionucleidos seleccionados y sus múltiplos

Radionucleido	Categoría 1		Categoría 2		Categoría 3	
	$1000 \times D$		$10 \times D$		D	
	(TBq)	(Ci)	(TBq)	(Ci)	(TBq)	(Ci)
Am-241	6.E+01	2.E+03	6.E-01	2.E+01	6.E-02	2.E+00
Am-241/Be	6.E+01	2.E+03	6.E-01	2.E+01	6.E-02	2.E+00
Cf-252	2.E+01	5.E+02	2.E-01	5.E-00	2.E-02	5.E-01
Cm-244	5.E+01	1.E+03	5.E-01	1.E+01	5.E-02	1.E+00
Co-60	3.E+01	8.E+02	3.E-01	8.E+00	3.E-02	8.E-01
Cs-137	1.E+02	3.E+03	1.E+00	3.E+01	1.E-01	3.E+00
Gd-153	1.E+03	3.E+04	1.E+01	3.E+02	1.E+00	3.E+01
Ir-192	8.E+01	2.E+03	8.E-01	2.E+01	8.E-02	2.E+00
Pm-147	4.E+04	1.E+06	4.E+02	1.E+04	4.E+01	1.E+03
Pu-238	6.E+01	2.E+03	6.E-01	2.E+01	6.E-02	2.E+00
Pu-238/Be	6.E+01	2.E+03	6.E-01	2.E+01	6.E-02	2.E+00
Ra-226	4.E+01	1.E+03	4.E-01	1.E+01	4.E-02	1.E+00

Ref. IAEA Clasificación de las fuentes radiactivas No. RS-G-1.9, 2009. Pág. 47

Continuación Tabla 16.

Radionucleido	Categoría 1		Categoría 2		Categoría 3	
	$1000 \times D$		$10 \times D$		D	
	(TBq)	(Ci)	(TBq)	(Ci)	(TBq)	(Ci)
Se-75	2.E+02	5.E+03	2.E+00	5.E+01	2.E-01	5.E+00
Sr-90 (Y-90)	1.E+03	3.E+04	1.E+01	3.E+02	1.E+00	3.E+01
Tm-170	2.E+04	5.E+05	2.E+02	5.E+03	2.E+01	5.E+02
Yb-169	3.E+02	8.E+03	3.E+00	8.E+01	3.E-01	8.E+00
Au-198	2.E+02	5.E+03	2.E+00	5.E+01	2.E-01	5.E+00
Cd-109	2.E+04	5.E+05	2.E+02	5.E+03	2.E+01	5.E+02
Co-57	7.E+02	2.E+04	7.E+00	2.E+02	7.E-01	2.E+01
Fe-55	8.E+05	2.E+07	8.E+03	2.E+05	8.E+02	2.E+04
Ge-68	7.E+02	2.E+04	7.E+00	2.E+02	7.E-01	2.E+01
Ni-63	6.E+04	2.E+06	6.E+02	2.E+04	6.E+01	2.E+03
Pd-103	9.E+04	2.E+06	9.E+02	2.E+04	9.E+01	2.E+03
Po-210	6.E+01	2.E+03	6.E-01	2.E+01	6.E-02	2.E+00
Ru-106 (Rh-106)	3.E+02	8.E+03	3.E+00	8.E+01	3.E-01	8.E+00
Tl-204	2.E+04	5.E+05	2.E+02	5.E+03	2.E+01	5.E+02

Ref. IAEA Clasificación de las fuentes radiactivas No. RS-G-1.9, 2009. Pág. 47

1. Suma de las fuentes. Habrá situaciones en las que las fuentes radiactivas estén muy cerca unas a otras, como en los procesos de fabricación o en instalaciones de almacenamiento (por ejemplo, en el mismo recinto). En esas situaciones, habría que dividir la actividad sumada del radionucleido por el adecuado valor D y comparar la proporción A/D calculada con las proporciones A/D dadas en la Tabla 15 - Categorías recomendadas para fuentes utilizadas en prácticas comunes, para lo cual se podría clasificar por categorías el conjunto de las fuentes basándose en la actividad. Si se suman fuentes con diversos radionucleidos, habría que utilizar la suma de las proporciones A/D para determinar la categoría, utilizando la fórmula siguiente:

$$\text{Suma de } \frac{A}{D} = \sum_n \frac{\sum_i A_{i,n}}{D_n}$$

57

Donde

$A_{i,n}$ = actividad de cada fuente i del radionucleido n ;

D_n = valor D para el radionucleido n .

L. Transporte de fuentes radiactivas

Cuando se transporte material radiactivo, el mismo deberá ser realizado por el encargado de laboratorio o bien supervisado por el catedrático con los conocimientos suficientes en la materia. Para su traslado, se llevará el material radiactivo en los mismos viales en los que se mantiene el material radiactivo, ya que tienen el blindaje adecuado. Estos viales se deben transportar dentro de un contenedor con papel absorbente etiquetado con el nombre del radionucleido, fecha, actividad y la persona responsable del material.

Se deberán observar los procedimientos que regulados en la Ley y los Reglamentos nacionales en la materia.

Al igual que en el caso de los dispositivos, los bultos de transporte varían considerablemente de tamaño, peso y apariencia, según la actividad, el tipo y la energía de la fuente o las fuentes radiactivas que contienen.

Los bultos pueden ser diversos, desde frascos de acero refrigerados por aletas que contienen blindaje de plomo o uranio empobrecido y pesan más de 5 T para las fuentes radiactivas gamma de muy alta actividad, hasta pequeñas cajas de cartón desechables para fuentes de actividad baja.

1. Etiquetado de un bulto de transporte. El etiquetado de los bultos de transporte en general se ajusta a los instrumentos reglamentarios internacionales reseñados en el Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos del

OIEA. Estos requisitos también son aplicables a los dispositivos cuando éstos se utilizan para transportar fuentes radiactivas.

Todos los bultos que contienen fuentes radiactivas, a menos que tengan materiales de muy bajos niveles de radiactividad (por ejemplo, detectores de humo o cantidades exentas) deben etiquetarse claramente con uno de los tipos de etiquetas que se indican en la Figura 17, como mínimo.

Figura 17 - Símbolos de identificación de radiación



Ref. IAEA. Identificación de fuentes y dispositivos radiactivos, NSS 5. Pág. 10

La etiqueta se elige en función de la combinación de la tasa de dosis de radiación máxima en la superficie del bulto y de la tasa de dosis de radiación máxima a una distancia de 1 m de la superficie del bulto. Las etiquetas de la categoría 1 indican las tasas de dosis más bajas, mientras que las etiquetas de la categoría 3 están asociadas con las tasas de dosis más altas.

Las etiquetas de una categoría, según el blindaje del bulto, no son indicativas de la cantidad de material radiactivo, el tipo de radiación o el peligro del material. No obstante, deben consignarse en la etiqueta el nucleido, el número másico y la actividad. Las etiquetas deben colocarse en dos lados opuestos del bulto. (Las “categorías” mencionadas en el contexto del etiquetado de los bultos no deben confundirse con el sistema de categorización del OIEA, en el que se clasifican las fuentes radiactivas según el grado de peligro: las fuentes de la categoría 1 son las potencialmente más peligrosas y las fuentes de la categoría 5 es muy poco probable que sean peligrosas.

Figura 18 - Rótulos para el transporte de fuentes radiactivas



Ref. IAEA Identificación de fuentes y dispositivos radiactivos, NSS 5, 2009. Pág 13.

M. Equipo de laboratorio

1. Geiger Müller. Es un medidor de radiactividad que tiene un tubo detector tipo Geiger-Müller, que detecta y puede medir varios tipos de radiación, proporcionando indicación visual (análoga) y audible de la radioactividad del área de trabajo.

a. Modo de operación:

- Respuesta: Cuentas por minuto (cpm)
- Detector: Tubo Geiger-Müller (GM), con una ventana aproximadamente de 3 mg/cm² de espesor.

b. Rango de energía:

- Partículas α : > 1 MeV: *Para la medición de este tipo de partículas es necesario retirar la tapa que cubre la ventada del detector GM.*
- Partículas β : > 5 keV.
- Rayos X y gamma: > 5 keV: *Para la medición de partículas gama, el detector GM deberá tener la ventana tapada.*

2. Kit de blindajes. Los siguientes sólidos pueden ser empleados como barreras o blindajes contra la radiación al momento de realizar experimentos o investigación con el uso de las fuentes radiactivas del Laboratorio.

Tabla 17 - Blindajes disponibles

No.	Descripción	Aleación	Dimensiones
1	Blindaje rectangular Al Rd - 1	Al	0.5 pulg X 4 pulg
1	Blindaje rectangular Al Rd -2	Al	2 cm X 1cm
1	Blindaje Cilíndrico Cd Pb	Pb-Cd	14 pulg X 4 pulg X 1/16 pulg
1	Blindaje Cilíndrico SI Pb	Pb	4 pulg X 4 pulg X 1/8 pulg
1	Blindaje Cilíndrico Pb Rd -1	Pb	6 cm X 7 cm
1	Blindaje Cilíndrico Al Rd - 3	Al	6 cm X 7 cm
1	Blindaje Cilíndrico Fe Rd -1	Fe	6 cm X 7 cm
1	Blindaje Cilíndrico Cu Rd - 1	Cu	6 cm X 7 cm

Ref. Elaboración propia.

3. Fuentes radiactivas. En esta sección se muestran los detalles relativos a cada uno de los nucleidos disponibles en el Laboratorio de Física UVG. La Tabla 18 muestra la tasa de dosis promedio ambiental, esto es, el fondo radiactivo natural, en los alrededores de la Universidad del Valle de Guatemala; esta medición fue realizada la fecha siguiente: 14/04/2015.

Las mediciones de actividad y tasa de dosis emitida para cada una de las fuentes, fue realizada en la fecha 14/04/2015, con equipo especializado para la medición de actividad y tasa de dosis facilitado por la Dirección General de Energía, del Ministerio de Energía y Minas; los mismos fueron calibrados por el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD Guatemala), con trazabilidad al Laboratorio Secundario del Organismo Internacional de Energía Atómica. El equipo utilizado se muestra en la Tabla 19.

Tabla 18 - Tasa de dosis del fondo radiactivo natural

Fondo radiactivo natural	Laboratorio de Física ⁴
0.05±0.01 µSv/h	0.06±0.01 µSv/h

Ref. Elaboración propia.

Tabla 19 - Equipo utilizado para la determinación de dosis y tasa de dosis

Tipo de instrumento	Marca	Modelo	Factor de calibración	Fecha de calibración
Espectrómetro gamma	lxc technologies	IdentiFINDER Ultra-K-NGH S/N 902650-108	1.0051	05/01/2015
Medidor de radiación tipo GM	Automess	6150 AD-2 S/N 76755	0.9824	20/11/2014
Dosímetro personal electrónico de lectura activa	Thermo Scientific	RadEye PRD S/N 3315	1.0304	21/01/2015

Ref. Elaboración propia.

Nota: A los datos obtenidos de la actividad y tasa de dosis emitida por las fuentes radiactivas se les restó el valor del fondo radiactivo, con el fin de eliminar el “ruido” de la radiación natural. Además, para la adquisición de datos, la distancia de separación entre el equipo detector y la fuente radiactiva fue de 20 ± 1 mm.

⁴ Recuerde que el límite de la tasa de dosis para personal ocupacionalmente expuesto es: 10 µSv/h, tanto para trabajadores, como estudiantes.

Tabla 20 - Kit de fuentes radiactivas líquidas

ID	Nucleido	Actividad (Bq)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Vida media	Decaimiento	Categoría AD
UVG-NORM-01	K-40	0.12	0.01 ± 0.01	1.27×10^9 y	Beta	5
UVG-NORM-02	K-40	0.25	0.02 ± 0.01	1.27×10^9 y	Beta	5
UVG-NORM-03	K-40	0.05	0.01 ± 0.01	1.27×10^9 y	Beta	5
UVG-NORM-04	K-40	0.08	0.01 ± 0.01	1.27×10^9 y	Beta	5
UVG-NORM-05	K-40	0.013 ± 0.01	0.01 ± 0.01	1.27×10^9 y	Beta	5

Ref. Elaboración propia. Los datos de actividad y tasa de dosis reportados a ésta tabla, se le restó el valor del fondo radiactivo natural; esto se realizó con el fin de remover el "ruido" natural de la radiación de las fuentes del laboratorio.

Tabla 21 - Kit de fuentes radiactivas sólidas - Beta reference disc source set, catalog NES No. 2005

ID	Nucleido	Actividad (Bq)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Vida media	Decaimiento	Categoría AD
UVG-BETA-01	Cl-36	112 ± 0.1	0.12 ± 0.01	3.01×10^5 y	Beta	5
UVG-BETA-02	Tc-99	116 ± 0.1	0.07 ± 0.01	2.13×10^5 y	Beta	5
UVG-BETA-03	Bi-210	32.4 ± 0.1	0.09 ± 0.01	5.01×10^0 d	Beta	5

Ref. Elaboración propia. Los datos de actividad y tasa de dosis reportados a ésta tabla, se le restó el valor del fondo radiactivo natural; esto se realizó con el fin de remover el "ruido" natural de la radiación de las fuentes del laboratorio.

Continuación Tabla 21.

ID	Nucleido	Actividad (Bq)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Vida media	Decaimiento	Categoría AD
UVG-BETA-04	C-14	15.3 \pm 0.1	0.11 \pm 0.01	5.73E+3 y	Beta	5
UVG-BETA-05	Pm-147	0.1 \pm 0.1	0.1 \pm 0.01	2.62E+0 y	Beta	5
UVG-BETA-06	Sr-90	123 \pm 0.1	0.2 \pm 0.01	2.86E+1 y	Beta	5

Ref. Elaboración propia. Los datos de actividad y tasa de dosis reportados a ésta tabla, se le restó el valor del fondo radiactivo natural; esto se realizó con el fin de remover el "ruido" natural de la radiación de las fuentes del laboratorio.

Tabla 22 - Kit de fuentes radiactivas sólidas - Gamma reference disc source set, catalog NES No. 101S

ID	Nucleido	Actividad (Bq)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Vida media	Decaimiento	Categoría AD
UVG-GAMMA-01	Ba-133	4.15 \pm 0.1	0.08 \pm 0.01	1.05E+0 y	Gamma	5
UVG-GAMMA-02	Cs-137	35 \pm 0.1	1.4 \pm 0.01	30.2E+0 y	Gamma	5
UVG-GAMMA-03	Co-60	2.54 \pm 0.1	0.53 \pm 0.01	5.27E+0 y	Gamma	5
UVG-GAMMA-04	Mn-54	0.12 \pm 0.1	0.21 \pm 0.01	3.18E+2 d	Gamma	5
UVG-GAMMA-05	Cd-109	0.08 \pm 0.1	0 \pm 0.01	4.64E+2 d	Gamma	5

Ref. Elaboración propia. Los datos de actividad y tasa de dosis reportados a ésta tabla, se le restó el valor del fondo radiactivo natural; esto se realizó con el fin de remover el "ruido" natural de la radiación de las fuentes del laboratorio.

Continuación Tabla 22.

ID	Nucleido	Actividad (Bq)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Vida media	Decaimiento	Categoría AD
UVG-GAMMA-06	Co-57	0.23 \pm 0.1	0.03 \pm 0.01	2.71E+2 d	Gamma	5
UVG-GAMMA-07	Na-22	0.05 \pm 0.1	0.02 \pm 0.01	2.60E+0 y	Gamma	5

Ref. Elaboración propia. Los datos de actividad y tasa de dosis reportados a ésta tabla, se le restó el valor del fondo radiactivo natural; esto se realizó con el fin de remover el "ruido" natural de la radiación de las fuentes del laboratorio.

Tabla 23 - Kit de fuentes radiactivas sólidas - source set catalog No. I225 (UT77095)

ID	Nucleido	Actividad (Bq)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Vida media	Decaimiento	Categoría AD
UVG-BETA-07	Bi-210	15.6 \pm 0.1	0.04 \pm 0.01	5.01E+0 d	Beta	5
UVG-GAMMA-08	Pa-234	85.8 \pm 0.1	0.08 \pm 0.01	6.70E+0 h	Gamma	5
UVG-GAMMA-09	Co-60	0.12 \pm 0.1	0.16 \pm 0.01	5.27E+0 y	Gamma	5
UVG-GAMMA-10	Pa-234	27.3 \pm 0.1	0.06 \pm 0.01	6.70E+0 h	Gamma	5
UVG-BETA-08	Tl-214	1.16 \pm 0.1	0.08 \pm 0.01	3.77E+0 y	Beta	5
UVG-BETA-09	C-14	0.14 \pm 0.1	0.18 \pm 0.01	5.73E+3 y	Beta	5

Ref. Elaboración propia. Los datos de actividad y tasa de dosis reportados a ésta tabla, se le restó el valor del fondo radiactivo natural; esto se realizó con el fin de remover el "ruido" natural de la radiación de las fuentes del laboratorio.

Tabla 24 - Kit de fuentes radiactivas sólidas - source set catalog No. I225 (UT77094)

ID	Nucleido	Actividad (Bq)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Vida media	Decaimiento	Categoría AD
UVG-BETA-10	Bi-210	16 \pm 0.1	0.02 \pm 0.01	5.01E+0 d	Beta	5
UVG-BETA-11	Tl-210	1.15 \pm 0.1	0.07 \pm 0.01	3.77E+0 y	Beta	5
UVG-BETA-12	C-14	17.4 \pm 0.1	0.14 \pm 0.01	5.73E+3 y	Beta	5
UVG-GAMMA-11	Co-60	24.3 \pm 0.1	0.08 \pm 0.01	5.27E+0 y	Gamma	5

Ref. Elaboración propia. Los datos de actividad y tasa de dosis reportados a ésta tabla, se le restó el valor del fondo radiactivo natural; esto se realizó con el fin de remover el "ruido" natural de la radiación de las fuentes del laboratorio.

Tabla 25 - Kit de fuentes radiactivas sólidas - radiation reference standards source set

ID	Nucleido	Actividad (Bq)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Vida media	Decaimiento	Categoría AD
UVG-GAMMA-12	Ba-133	0.35 \pm 0.1	0.14 \pm 0.01	1.05E+0 y	Gamma	5
UVG-GAMMA-13	Co-60	0.1 \pm 0.1	0.02 \pm 0.01	5.27E+0 y	Gamma	5
UVG-GAMMA-14	Mn-54	0.12 \pm 0.1	0.08 \pm 0.01	3.13E+2 d	Gamma	5

Ref. Elaboración propia. Los datos de actividad y tasa de dosis reportados a ésta tabla, se le restó el valor del fondo radiactivo natural; esto se realizó con el fin de remover el "ruido" natural de la radiación de las fuentes del laboratorio.

Continuación Tabla 25.

ID	Nucleido	Actividad (Bq)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Vida media	Decaimiento	Categoría AD
UVG-GAMMA-15	Co-54	0.26 \pm 0.1	0.06 \pm 0.01	2.71E+2 d	Gamma	5
UVG-GAMMA-16	Cs-137	0.3 \pm 0.1	0.05 \pm 0.01	30.2E+0 y	Gamma	5

Ref. Elaboración propia. Los datos de actividad y tasa de dosis reportados a ésta tabla, se le restó el valor del fondo radiactivo natural; esto se realizó con el fin de remover el "ruido" natural de la radiación de las fuentes del laboratorio.

Tabla 26 - Fuentes radiactivas: Radio y Nitrato de uranillo

ID	Nucleido	Actividad (Bq)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Vida media	Decaimiento	Categoría AD
UVG-ALPHA-01	Ra-226 (10 μmg)	9990 \pm 10	10.56 \pm 0.01	1.60E+3 y	Alpha	5
UVG-ALPHA-02	Ra-226 (5 μmg)	1160 \pm 10	3.24 \pm 0.01	1.60E+3 y	Alpha	5
UVG-ALPHA-03	UO ₃ (NO ₃) ₂ 6H ₂ O	130 \pm 10	0.24 \pm 0.01	2.08E+1 y	Alpha	5

Ref. Elaboración propia. Los datos de actividad y tasa de dosis reportados a ésta tabla, se le restó el valor del fondo radiactivo natural; esto se realizó con el fin de remover el "ruido" natural de la radiación de las fuentes del laboratorio.

N. Gestión de desechos radiactivos

Se considera como residuo radiactivo todo el material contaminado con isótopos radiactivos que no tenga uso previsible.

El primer paso en la gestión de los residuos que se producen en una instalación radiactiva será la separación de los mismos. En el Laboratorio se determinará en cada caso, la gestión previa de los residuos generados para facilitar su separación y evitar que los residuos radiactivos existentes en el laboratorio supongan riesgos radiológicos inaceptables para los estudiantes, trabajadores ocupacionalmente expuestos, para el público ni para el medio ambiente. En general se seguirán las siguientes medidas:

- Sí el nivel de actividad del material residual es muy bajo o indetectable comparable con el fondo radiactivo natural, el residuo se eliminará como cualquier residuos o basura de laboratorio.
- En cada método se determina qué tipo de residuos son radiactivos; a manera de ejemplo: No es residuo radiactivo un papel contaminado con 10 cuentas por minuto o menos, y éste puede eliminarse como basura.
- Todos los materiales o productos de desecho, para los que no está previsto ningún uso, que contienen o están contaminados con material radiactivo se consideran residuos radiactivos que deben gestionarse de acuerdo a sus características. Es muy importante tener en cuenta que no es posible asumir riesgos biológicos con los residuos que entren o se generen en la instalación radiactiva.

Asimismo, se deberán observar los procedimientos contenidos en la Ley y sus Reglamentos específicos en la materia.

O. Emergencias

En las situaciones de exposición de emergencia que requieren acciones protectoras destinadas a reducir o evitar las exposiciones. Las obligaciones básicas consisten en emprender acciones protectoras cuando éstas se justifiquen, y optimizarlas de manera tal que se produzca el beneficio neto máximo. En el párrafo 3.5 de las NBS se establece que: “En caso de situaciones de exposición de emergencia, normalmente no suelen ser necesarias acciones protectoras a no ser que se rebasen o puedan ser rebasados niveles de intervención o de actuación.”

1. Planificación de emergencias. Las situaciones de exposición de emergencia pueden ocurrir como consecuencia de un accidente. En la mayoría de los accidentes, es probable que predominen las consecuencias en el lugar de trabajo o emplazamiento.

En los planes de emergencia preparados previamente se deberá definir el papel y las responsabilidades de todos los trabajadores involucrados en la respuesta de emergencia. También deberían especificarse los detalles de las acciones protectoras que han de ser adoptadas, la ropa protectora y los instrumentos de vigilancia radiológica que han de utilizarse, así como las disposiciones en relación con la dosimetría. Debería considerarse también el aislamiento de las partes afectadas de la instalación y el acceso controlado para que sólo puedan entrar las personas autorizadas.

2. Tipos de accidentes radiológicos. Los accidentes radiológicos pueden ser clasificados en las siguientes categorías:

- a. Accidentes con fuentes o material radiactivo
- b. Accidentes con efectos transfronterizos; fuera del país, y
- c. Reingreso de satélites nucleares.

3. Accidentes con fuentes o material radiactivo.

- a. Encuentro de material radiactivo, áreas contaminadas o ambas;
- b. Robo o extravío de fuentes;
- c. Fuente expuesta o pérdida de la integridad del blindaje;
- d. Accidentes en laboratorios o en instalaciones industriales;
- e. Accidentes de transporte; y
- f. Dispersión de emisores alfa.

4. ¿Dónde ocurren los accidentes radiológicos?

- a. Instituciones médicas
- b. Instalaciones industriales
- c. Centros de investigación y educación
- d. En cualquier parte durante el transporte de materiales radiactivos

- e. Instalaciones de ciclo del combustible nuclear
 - f. Otros sitios como instalaciones militares o sitios donde se maneje tráfico ilícito
5. Consecuencias.
- a. Posibles riesgos radiológicos
 - b. Irradiación externa
 - c. Contaminación interna por inhalación o ingestión
 - d. Contaminación del ambiente.

VI. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

A. CONCLUSIONES

1. Los niveles de radiactividad del Laboratorio de Física C-112 de la UVG, que sirve como recinto para el almacenamiento de las fuentes radiactivas para uso en docencia, son normales comparado con el fondo radiactivo natural, debido a su baja actividad y tasa de dosis emitida por las mismas.
2. Las fuentes radiactivas que son almacenadas en el Laboratorio C-112, no representan un peligro para la salud de los estudiantes, profesores, instructores y demás personal administrativo, siempre y cuando se sigan los procedimientos de seguridad para manipular las fuentes radiactivas acá presentados.
3. Para toda fuente radiactiva que pueda ser utilizada o manipulada, se deberán optimizar las prácticas o experimentos a realizar, con el fin de dar cumplimiento a los principios de protección radiológica, reduciendo el tiempo de exposición a las fuentes de radiación ionizante existentes, aumentando la distancia entre la fuente radiactiva y el usuario; y, colocando el blindaje adecuado. Esta práctica deberá ser aplicada especialmente a las fuentes de Radio-226 y el Nitrato de uranillo ($\text{UO}_3(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$).
4. Una gestión integral para la actualización de fuentes radiactivas y equipamiento para la detección de radiación ionizante, almacenaje y blindaje; además de capacitación y observación de la guía de seguridad radiológica, entre otras, potencializarán las competencias básicas y genéricas de los estudiantes en el conocimiento y utilidad de la radiación ionizante con fines seguros y pacíficos de la radiación.

B. RECOMENDACIONES

1. Se recomienda que la UVG, a través del Departamento de Física, tramite su licencia de operación para uso de fuentes radiactivas para la docencia.
2. Nombrar a un Encargado de Protección Radiológica (EPR), quien será la persona responsable de velar por el cumplimiento de la protección radiológica en el Laboratorio de Física y en la Universidad del Valle de Guatemala; así como velar porque las fuentes y el equipo se mantenga en un lugar seguro, alejado del público, a fin de garantizar que el nivel de exposición sea mínimo, realizar pruebas de fuga y optimización de reducción de dosis en forma periódica.
3. Es necesario que el EPR sea capacitado continuamente a fin de conocer las normas y estándares tanto nacionales como internacionales acerca de la protección radiológica
4. La adquisición de nuevas fuentes selladas deberá ser prioritaria para fortalecer la investigación con radiaciones ionizantes por medio de material radiactivo y llevar un registro actualizarlo de forma periódica con información pertinente para cada radionucleido
5. El almacenamiento de las fuentes radiactivas debe estar resguardado en contenedores lo suficientemente densos como para blindar su actividad y evitar cualquier fuga de radiación ionizante
6. Es necesario adquirir los instrumentos de medición adecuados para el monitoreo y medición o cuantificación de dosis y exposición a la radiación, tales como dispositivos para la medición del nivel de radiación y contaminación, como por ejemplo: dosímetros electrónicos personales que detecten los distintos niveles de radiación en el rango de 0 – 200 Sv, medidores Gieger-Muller y otros tipos de medidores de radiación con cámara de ionización para la detección de dosis, tasa de dosis y exposición por rangos automáticos, a fin de garantizar la protección radiológica del personal y público en general, manteniendo los niveles de exposición en dosis tan

bajas como sea posible. Estos deberán ser calibrados periódicamente con el fin de garantizar la exactitud y respuesta a distintas tasas de dosis.

7. El uso de indumentaria adecuada para el manejo del equipo y material radioactivo deberá ser considerado dentro del equipamiento del laboratorio, por ejemplo: batas, uso de guantes de látex, pinzas de metal de mango largo para aumentar la distancia entre fuente y tejido, entre otras.

VII. BIBLIOGRAFÍA

- [1] E. B. Podgorsak. 2005. *Radiation oncology physics; a handbook for teachers and students*. International Atomic Energy Agency, Vienna. 696 Págs.
- [2] International Atomic Energy Agency. 2004. *Radiation biology: a handbook for teachers and students, Training Series No. 42*. IAEA, Vienna. 166 Págs.
- [3] International Commission on Radiological Protection. *ICRP Publicación 103, Las recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica*. Sociedad Española de Protección Radiológica, Madrid. 2007. 117 Págs.
- [4] International Commission on Radiological Protection 2007. Publication 103, *The 2007 recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP, Ottawa. 117 Págs.
- [5] Oficina Internacional del Trabajo, Organismo Internacional de Energía Atómica. 2004. *Protección radiológica ocupacional, guía de seguridad, colección de normas de seguridad No. RS-G-1.1*. OIEA, Viena. 91 Págs.
- [6] Organismo Internacional de Energía Atómica. 2011. *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: normas básicas internacional de seguridad, Requisitos de seguridad generales. Colección de normas de seguridad del OIEA No. GSR Part 3 (Interim)*. Edición provisional. OIEA, Viena. 294 Págs.
- [7] Organismo Internacional de Energía Atómica. 2009. *Clasificación de las fuentes radiactivas, Colección de normas de seguridad del OIEA No. RS-G-1.9*. OIEA, Viena. 71 Págs.
- [8] Organismo Internacional de Energía Atómica. 2009. *Identificación de fuentes y dispositivos radiactivos, Colección de seguridad física nuclear del OIEA No. 5*. OIEA, Viena. 160 Págs.
- [9] Organismo Internacional de Energía Atómica. 2009. *Método para elaborar disposiciones de respuesta a emergencias radiológicas, Actualización del documento IAEA-TECDOC-953/S*. OIEA, Viena. 304 Págs.

- [10] Organismo Internacional de Energía Atómica. 2004. Optimización de la protección radiológica en el control de la exposición ocupacional, Colección de informes de seguridad No. 21. OIEA, Viena. 88 Págs.
- [11] Sociedad Española de Protección Radiológica. 2002. *Manual general de protección radiológica*. SEPR, Madrid. 77 Págs.

VIII. ANEXOS

1. EJERCICIOS SELECTOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Los siguientes ejercicios tienen la función de ejemplificar los principios básicos de la protección radiológica.

1. Dosis. Con un intensímetro se mide una tasa de dosis absorbida de 25 mrad/h de radiación gamma, ¿a cuánto equivale esta lectura en?

- mSv/h
- μ Sv/h

Solución

Lo primero es convertir los 25 mrad/h a mSv/h, para esto hacemos la conversión utilizando el factor siguiente: 1 mSv/h \rightarrow 100 mrad/h

$$\dot{D} = 25 \frac{\text{mrad}}{\text{h}} \times \frac{1 \text{ mSv}}{100 \text{ mrad}} = 0.25 \text{ mSv/h}$$

Como se trata de radiación gamma, su factor de peso para la radiación $w_R = 1$, entonces la tasa de dosis equivalente es igual a:

$$\dot{H} = w_R \dot{D}$$

$$\dot{H} = 1 \times 0.25 \text{ mSv/h}$$

$$\dot{H} = 1 \times 0.25 \frac{\text{mSv}}{\text{h}} \times \frac{10^3 \mu\text{Sv/h}}{1 \text{ mSv/h}} = 250 \mu\text{Sv/h}$$

2. Tiempo. Siendo el límite anual de dosis equivalente, H, igual a 20 mSv, ¿cuál es la máxima tasa de dosis equivalente que puede existir en una instalación radiactiva para que ningún trabajador sobrepase el límite mencionado?

Primero: Evaluamos el tiempo en horas de un año de trabajo. Este número es variable en casos particulares, pero para efectos de cálculo se supone de la siguiente manera:

Consideramos: 50 semanas/año

5 días/semana

8 horas/día

Entonces el número de horas anuales, $N = 50 \times 5 \times 8 = 2000$ horas

$$H_{m\acute{a}x} = \frac{H}{N} = 20 \text{ mSv} \frac{1}{2000 \text{ h}} = 0.01 \text{ mSv/h}$$

3. Distancia. Con un intensímetro se mide una tasa de dosis equivalente igual a 1 mSv/h, a una distancia de 3 m de la fuente radiactiva. ¿Cuál es la tasa de dosis equivalente a 0.5 m de dicha fuente?

$$\dot{H}_1 = 1 \text{ mSv/h}, d_1 = 3 \text{ m}, \dot{H}_2 = ?, d_2 = 0.5 \text{ m}$$

Utilizando la ecuación: $\dot{H}_1 d_1^2 = \dot{H}_2 d_2^2$; resolviendo para \dot{H}_2 , se obtiene lo siguiente:

$$\dot{H}_2 = 1 \frac{\text{mSv}}{\text{h}} \left(\frac{3 \text{ m}}{0.5 \text{ m}} \right)^2 = 36 \text{ mSv/h}$$

2. CATEGORÍAS PARA FUENTES RADIATIVAS DE USO COMÚN

I Fuente	II Radionucleído	III	IV		VI Valor D (TBq)	VII Proporción A/D	VIII IX Categoría	
			Cantidad utilizada (A)				Basada en A/D	Recomendada
			Ci	TBq				
			Categoría 1					
Generadores Termoelectrónicos Radioisotópicos – GTR	Sr 90	Máx.	6.8E+05	2.5E+04	1.0E+00	2.5E+04	1	
	Sr 90	Mín.	9.0E+03	3.3E+02	1.0E+00	3.3E+02	2	1
	Sr 90	Típ.	2.0E+04	7.4E+02	1.0E+00	7.4E+02	2	
	Pu 238	Máx.	2.8E+02	1.0E+01	6.0E-02	1.7E+02	2	
	Pu 238	Mín.	2.8E+01	1.0E+00	6.0E-02	1.7E+01	2	1
	Pu 238	Típ.	2.8E+02	1.0E+01	6.0E-02	1.7E+02	2	
Irradiadores utilizados para esterilizar y conservar alimentos	Co 60	Máx.	1.5E+07	5.6E+05	3.0E-02	1.9E+07	1	
	Co 60	Mín.	5.0E+03	1.9E+02	3.0E-02	6.2E+03	1	1
	Co 60	Típ.	4.0E+06	1.5E+05	3.0E-02	4.9E+06	1	
	Cs 137	Máx.	5.0E+06	1.9E+05	1.0E-01	1.9E+06	1	
	Cs 137	Mín.	5.0E+03	1.9E+02	1.0E-01	1.9E+03	1	1
	Cs 137	Típ.	3.0E+06	1.1E+05	1.0E-01	1.1E+06	1	
Irradiadores autoblandados	Cs 137	Máx.	4.2E+04	1.6E+03	1.0E-01	1.6E+04	1	
	Cs 137	Mín.	2.5E+03	9.3E+01	1.0E-01	9.3E+02	2	1
	Cs 137	Típ.	1.5E+04	5.6E+02	1.0E-01	5.6E+03	1	
	Co 60	Máx.	5.0E+04	1.9E+03	3.0E-02	6.2E+04	1	
	Co 60	Mín.	1.5E+03	5.6E+01	3.0E-02	1.9E+03	1	1
	Co 60	Típ.	2.5E+04	9.3E+02	3.0E-02	3.1E+04	1	
Irradiadores de sangre y tejidos	Cs 137	Máx.	1.2E+04	4.4E+02	1.0E-01	4.4E+03	1	
	Cs 137	Mín.	1.0E+03	3.7E+01	1.0E-01	3.7E+02	2	1
	Cs 137	Típ.	7.0E+03	2.6E+02	1.0E-01	2.6E+03	1	
	Co 60	Máx.	3.0E+03	1.1E+02	3.0E-02	3.7E+03	1	
	Co 60	Mín.	1.5E+03	5.6E+01	3.0E-02	1.9E+03	1	1
	Co 60	Típ.	2.4E+03	8.9E+01	3.0E-02	3.0E+03	1	
Fuentes de teleterapia de haces múltiples (cuchillo gamma)	Co 60	Máx.	1.0E+04	3.7E+02	3.0E-02	1.2E+04	1	
	Co 60	Mín.	4.0E+03	1.5E+02	3.0E-02	4.9E+03	1	1
	Co 60	Típ.	7.0E+03	2.6E+02	3.0E-02	8.6E+03	1	
Fuentes de teleterapia	Co 60	Máx.	1.5E+04	5.6E+02	3.0E-02	1.9E+04	1	
	Co 60	Mín.	1.0E+03	3.7E+01	3.0E-02	1.2E+02	1	1
	Co 60	Típ.	4.0E+03	1.5E+02	3.0E-02	4.9E+03	1	
	Cs 137	Máx.	1.5E+03	5.6E+01	1.0E-01	5.6E+02	2	
	Cs 137	Mín.	5.0E+02	1.9E+01	1.0E-01	1.9E+02	2	1
	Cs 137	Típ.	5.0E+02	1.9E+01	1.0E-01	1.0E-01	2	
			Categoría 2					
Fuentes de radiografía industrial	Co 60	Máx.	2.0E+02	7.4E+00	3.0E-02	2.5E+02	2	
	Co 60	Mín.	1.1E+01	4.1E-01	3.0E-02	1.4E+01	2	2
	Co 60	Típ.	6.0E+01	2.2E+00	3.0E-02	7.4E+01	2	
	Ir 192	Máx.	2.0E+02	7.4E+00	8.0E-02	9.3E+01	2	
	Ir 192	Mín.	5.0E+00	1.9E-01	8.0E-02	2.3E+00	3	2
	Ir 192	Típ.	1.0E+02	3.7E+00	8.0E-02	4.6E+01	2	
	Se 75	Máx.	8.0E+01	3.0E+00	2.0E-01	1.5E+01	2	
	Se 75	Mín.	8.0E+01	3.0E+00	2.0E-01	1.5E+01	2	2
	Se 75	Típ.	8.0E+01	3.0E+00	2.0E-01	1.5E+01	2	
	Yb 169	Máx.	1.0E+01	3.7E-01	3.0E-01	1.2E+00	3	
	Yb 169	Mín.	2.5E+00	9.3E-02	3.0E-01	3.1E-01	4	2
	Yb 169	Típ.	5.0E+00	1.9E-01	3.0E-01	6.2E-01	4	
	Tm 170	Máx.	2.0E+02	7.4E+00	2.0E+01	3.7E-01	4	

I Fuente	II Radionucleido	III	IV		V	VI	VII	VIII		IX
			Cantidad utilizada (A)		Valor D (TBq)	Proporción A/D	Categoría			
			Ci	TBq			Basada en A/D	Recomendada		
	Tm 170	Mín.	2.0E+01	7.4E+01	2.0E+01	3.7E-02	4	2		
	Tm 170	Típ	1.5E+02	5.6E+00	2.0E+01	2.8E-01	4			
Fuentes de braquiterapia – alta/media tasa de dosis	Co 60	Máx.	2.0E+01	7.4E-01	3.0E-02	2.5E-01	2			
	Co 60	Mín.	5.0E+00	1.9E-01	3.0E-02	6.2E+00	3	2		
	Co 60	Típ	1.0E+01	3.7E-01	3.0E-02	1.2E+01	2			
	Cs 137	Máx.	8.0E+00	3.0E-01	1.0E-01	3.0E+00	3			
	Cs 137	Mín.	3.0E+00	1.1E-01	1.0E-01	1.1E+00	3	2		
	Cs 137	Típ	3.0E+00	1.1E-01	1.0E-01	1.1E+00	3			
	Ir 192	Máx.	1.2E+01	4.4E-01	8.0E-02	5.6E+00	3			
	Ir 192	Mín.	3.0E+00	1.1E-01	8.0E-02	1.4E+00	3	2		
	Ir 192	Típ	6.0E+00	2.2E-01	8.0E-02	2.8E+00	3			
Fuentes de calibración	Co 60	Máx.	3.3E+01	1.2E+00	3.0E-02	4.1E+01	2			
	Co 60	Mín.	5.5E-01	2.0E-02	3.0E-02	6.8E-01	4	2		
	Co 60	Típ	2.0E+01	7.4E-01	3.0E-02	2.5E+01	2			
	Cs 137	Máx.	3.0E+03	1.1E+02	1.0E-01	1.1E+03	1			
	Cs 137	Mín.	1.5E+00	5.6E-02	1.0E-01	5.6E-01	4	2		
	Cs 137	Típ	6.0E+01	2.2E+00	1.0E-01	2.2E+01	2			
			Categoría 3							
Calibradores de nivel	Cs 137	Máx.	5.0E+00	1.9E-01	1.0E-01	1.9E+00	3			
	Cs 137	Mín.	1.0E+00	3.7E-02	1.0E-01	3.7E-01	4	3		
	Cs 137	Típ	5.0E+00	1.9E-01	1.0E-01	1.9E+00	3			
	Co 60	Máx.	1.0E+01	3.7E-01	3.0E-02	1.2E+01	2			
	Co 60	Mín.	1.0E+01	3.7E-03	3.0E-02	1.2E-01	4	3		
	Co 60	Típ	5.0E+00	1.9E-01	3.0E-02	6.2E+00	3			
Fuentes de calibración	Am 241	Máx.	2.0E+01	7.4E-01	6.0E-02	1.2E+01	2			
	Am 241	Mín.	5.0E+00	1.9E-01	6.0E-02	3.1E+00	3	3		
	Am 241	Típ	1.0E+01	3.7E-01	6.0E-02	6.2E+00	3			
Calibradores de transportadores	Cs 137	Máx.	4.0E+01	1.5E+00	1.0E-01	1.5E+01	2			
	Cs 137	Mín.	3.0E-03	1.1E-04	1.0E-01	1.1E-03	5	3		
	Cs 137	Típ	3.0E+00	1.1E-01	1.0E-01	1.1E+00	3			
	Cf 252	Máx.	3.7E-02	1.4E-03	2.0E-02	6.8E-02	4			
	Cf 252	Mín.	3.7E-02	1.4E-03	2.0E-02	6.8E-02	4	3		
	Cf 252	Típ	3.7E-02	1.4E-03	2.0E-02	6.8E-02	4			
Calibradores de altos hornos	Co 60	Máx.	2.0E+00	7.4E-02	3.0E-02	2.5E+00	3			
	Co 60	Mín.	1.0E+00	3.7E-02	3.0E-02	1.2E+00	3	3		
	Co 60	Típ	1.0E+00	3.7E-02	3.0E-02	1.2E+00	3			
Calibradores de draga	Co 60	Máx.	2.6E+00	9.6E-02	3.0E-02	3.2E+00	3			
	Co 60	Mín.	2.5E-01	9.3E-03	3.0E-02	3.1E-01	4	3		
	Co 60	Típ	7.5E-01	2.8E-02	3.0E-02	9.3E-01	4			
	Cs 137	Máx.	1.0E+01	3.7E-01	1.0E-01	3.7E+00	3			
	Cs 137	Mín.	2.0E-01	7.4E-03	1.0E-01	7.4E-02	4	3		
	Cs 137	Típ	2.0E+00	7.4E-02	1.0E-01	7.4E-01	4			
Calibradores de espesor	Cs 137	Máx.	5.0E+00	1.9E-01	1.0E-01	1.9E+00	3			

I	II	III	IV	V	VI	VII	VIII	IX
Fuente	Radionucleido		Cantidad utilizada (A)		Valor D (TBq)	Proporción A/D	Categoría	
			Ci	TBq			Basada en A/D	Recomendada
	Cs 137	Mín.	2.0E+00	7.4E-02	1.0E-01	7.4E-01	4	3
	Cs 137	Típ	2.0E+00	7.4E-02	1.0E-01	7.4E-01	4	
Fuentes de puesta en marcha de reactores de investigación	Am 241 /Be	Máx.	5.0E+00	1.9E-01	6.0E-02	3.1E+00	3	
	Am 241 /Be	Mín.	2.0E+00	7.4E-02	6.0E-02	1.2E+00	3	3
	Am 241 /Be	Típ	2.0E+00	7.4E-02	6.0E-02	1.2E+00	3	
Fuentes de diagrafía de pozos	Am 241 /Be	Máx.	2.3E+01	8.5E-01	6.0E-02	1.4E+01	2	
	Am 241 /Be	Mín.	5.0E-01	1.9E-02	6.0E-02	3.1E-01	4	3
	Am 241 /Be	Típ	2.0E+01	7.4E-01	6.0E-02	1.2E+01	2	
	Cs 137	Máx.	2.0E+00	7.4E-02	1.0E-01	7.4E-01	4	
	Cs 137	Mín.	1.0E+00	3.7E-02	1.0E-01	3.7E-01	4	3
	Cs 137	Típ	2.0E+00	7.4E-02	1.0E-01	7.4E-01	4	
	Cf 252	Máx.	1.1E-01	4.1E-03	2.0E-02	2.0E-01	4	
	Cf 252	Mín.	2.7E-02	1.0E-03	2.0E-02	5.0E-01	4	3
	Cf 252	Típ	3.0E-02	1.1E-03	2.0E-02	5.6E-01	4	
Marcapasos	Pu 238	Máx.	8.0E+00	3.0E-01	6.0E-02	4.9E+00		
	Pu 238	Mín.	2.9E+00	1.1E-01	6.0E-02	1.8E+00		
	Pu 238	Típ	3.0E+00	1.1E-01	6.0E-02	1.9E+00		
Fuentes de calibración	Pu 239/Be	Máx.	1.0E+01	3.7E-01	6.0E-02	6.2E+00	3	
	Pu 239/Be	Mín.	2.0E+00	7.4E-02	6.0E-02	1.2E+00	3	3
	Pu 239/Be	Típ	3.0E+00	1.1E-01	6.0E-02	1.9+00	3	
			Categoría 4					
Fuentes de Braquiterapia – baja tasa de dosis	Cs 137	Máx.	7.0E-01	2.6E-02	1.0E-01	2.6E-01	4	
	Cs 137	Mín.	1.0E-02	3.7E-04	1.0E-01	3.7E-03	5	4
	Cs 137	Típ	5.0E-01	1.9E-02	1.0E-01	1.9E-01	4	
	Ra 226	Máx.	5.0E-02	1.9E-03	4.0E-02	4.6E-02	4	
	Ra 226	Mín.	5.0E-03	1.9E-04	4.0E-02	4.6E-02	5	4
	Ra 226	Típ	1.5E-02	5.6E-04	4.0E-02	1.4E-02	4	
	I 125	Máx.	4.0E-02	1.5E-03	2.0E-01	7.4E-03	5	
	I 125	Mín.	4.0E-02	1.5E-03	2.0E-01	7.4E-03	5	4
	I 125	Típ	4.0E-02	1.5E-03	2.0E-01	7.4E-03	5	
	Ir 192	Máx.	7.5E-01	2.8E-02	8.0E-02	3.5E-01	4	
	Ir 192	Mín.	2.0E-02	7.4E-04	8.0E-02	9.3E-03	5	4
	Ir 192	Típ	5.0E-01	1.9E-02	8.0E-02	2.3E-01	4	
	Au 198	Máx.	8.0E-02	3.0E-03	2.0E-01	1.5E-02	4	
	Au 198	Mín.	8.0E-02	3.0E-03	2.0E-01	1.5E-02	4	4
	Au 198	Típ	8.0E-02	3.0E-03	2.0E-01	1.5E-02	4	
Cf 252	Máx.	8.3E-02	3.1E-03	2.0E-02	1.5E-01	4		
Cf 252	Mín.	8.3E-02	3.1E-03	2.0E-02	1.5E-01	4	4	

I Fuente	II Radionucleido	III	IV		VI Valor D (TBq)	VII Proporción A/D	VIII Categoría	
			V Cantidad utilizada (A)				Basada en A/D	Recomendada
			Ci	TBq				
	Cf 252	Típ	8.3E-02	3.1E-03	2.0E-02	1.5E-01	4	
Calibradores de espesor	Kr 85	Máx.	1.0E+00	3.7E-02	3.0E+01	1.2E-03	5	
	Kr 85	Mín.	5.0E-02	1.9E-03	3.0E+01	6.2E-05	5	4
	Kr 85	Típ	1.0E+00	3.7E-02	3.0E+01	1.2E-03	5	
	Sr 90	Máx.	2.0E-01	7.4E-03	1.0E+00	7.4E-03	5	
	Sr 90	Mín.	1.0E-02	3.7E-04	1.0E+00	3.7E-04	5	4
	Sr 90	Típ	1.0E-01	3.7E-03	1.0E+00	3.7E-03	5	
	Am 241	Máx.	6.0E-01	2.2E-02	6.0E-02	3.7E-01	4	
	Am 241	Mín.	3.0E-01	1.1E-02	6.0E-02	1.9E-01	4	4
	Am 241	Típ	6.0E-01	2.2E-02	6.0E-02	3.7E-01	4	
	Pm 147	Máx.	5.0E-02	1.9E-03	4.0E+01	4.6E-05	5	
	Pm 147	Mín.	2.0E-03	7.4E-05	4.0E+01	1.9E-06	5	4
	Pm 147	Típ	5.0E-02	1.9E-03	4.0E+01	4.6E-05	5	
	Cm 244	Máx.	1.0E+00	3.7E-02	5.0E-02	7.4E-01	4	
	Cm 244	Mín.	2.0E-01	7.4E-03	5.0E-02	1.5E-01	4	4
Cm 244	Típ	4.0E-01	1.5E-02	5.0E-02	3.0E-01	4		
Calibradores de nivel de carga	Am 241	Máx.	1.2E-01	4.4E-03	6.0E-02	7.4E-02	4	
	Am 241	Mín.	1.2E-02	4.4E-04	6.0E-02	7.4E-03	5	4
	Am 241	Típ	6.0E-02	2.2E-03	6.0E-02	3.7E-02	4	
	Cs 137	Máx.	6.5E-02	2.4E-03	1.0E-01	2.4E-02	4	
	Cs 137	Mín.	5.0E-02	1.9E-02	1.0E-01	1.9E-02	4	4
	Cs 137	Típ	6.0E-02	2.2E-03	1.0E-01	2.2E-02	4	
	Co 60	Máx.	5.0E-01	1.9E-02	3.0E-02	6.2E-01	4	
	Co 60	Mín.	5.0E-03	1.9E-04	3.0E-02	6.2E-03	5	4
Co 60	Típ	2.4E-02	8.7E-04	3.0E-02	2.9E-02	4		
Fuentes de calibración	Sr 90	Máx.	2.0E+00	7.4E-02	1.0E+00	7.4E-02	4	
	Sr 90	Mín.	2.0E+00	7.4E-02	1.0E+00	7.4E-02	4	4
	Sr 90	Típ	2.0E+00	7.4E-02	1.0E+00	7.4E-02	4	
Detectores de humedad	Am 241/Be	Máx.	1.0E-01	3.7E-03	6.0E-02	6.2E-02	4	
	Am 241/Be	Mín.	5.0E-02	1.9E-03	6.0E-02	3.1E-02	4	4
	Am 241/Be	Típ	5.0E-02	1.9E-03	6.0E-02	3.1E-02	4	
Calibradores de densidad	Cs 137	Máx.	1.0E-02	3.7E-04	1.0E-01	3.7E-03	5	
	Cs 137	Mín.	8.0E-03	3.0E-04	1.0E-01	3.0E-03	5	4
	Cs 137	Típ	1.0E-02	3.7E-04	1.0E-01	3.7E-03	5	
Calibradores de humedad/densidad	Am 241/Be	Máx.	1.0E-02	3.7E-03	6.0E-02	6.2E-02	4	

I	II	III	IV	V	VI	VII	VIII	IX	
Fuente	Radionucleido		Cantidad utilizada (A)		Valor D (TBq)	Proporción A/D	Categoría		
			Ci	TBq			Basada en A/D	Recomendada	
	Am 241/Be	Mín.	8.0E-03	3.0E-04	6.0E-02	4.9E-03	5	4	
	Am 241/Be	Típ	5.0E-02	1.9E-03	6.0E-02	3.1E-02	4		
	Cs 137	Máx.	1.1E-02	4.1E-04	1.0E-01	4.1E-03	5		
	Cs 137	Mín.	1.0E-03	3.7E-05	1.0E-01	3.0E-04	5	4	
	Cs 137	Típ	1.0E-02	3.7E-04	1.0E-01	3.7E-03	5		
	Ra 226	Máx.	4.0E-03	1.5E-04	4.0E-02	3.7E-03	5		
	Ra 226	Mín.	2.0E-03	7.4E-05	4.0E-02	1.9E-03	5	4	
	Ra 226	Típ	2.0E-03	7.4E-05	4.0E-02	1.9E-03	5		
	Cf 252	Máx.	7.0E-05	2.6E-06	2.0E-02	1.3E-04	5		
	Cf 252	Mín.	3.0E-05	1.1E-06	2.0E-02	5.6E-05	5	4	
	Cf 252	Típ	6.0E-05	2.2E-06	2.0E-02	1.1E-04	5		
Fuentes de densitometría de huesos	Cd 109	Máx.	2.0E-02	7.4E-04	2.0E+01	3.7E-05	5		
	Cd 109	Mín.	2.0E-02	7.4E-04	2.0E+01	3.7E-05	5	4	
	Cd 109	Típ	2.0E-02	7.4E-04	2.0E+01	3.7E-05	5		
	Gd 153	Máx.	1.5E+00	5.6E-02	1.0E+00	5.6E-02	4		
	Gd 153	Mín.	2.0E-02	7.4E-04	1.0E+00	7.4E-04	5	4	
	Gd 153	Típ	1.0E+00	3.7E-02	1.0E+00	3.7E-02	4		
	I 125	Máx.	8.0E-01	3.0E-02	2.0E-01	1.5E-01	4		
	I 125	Mín.	4.0E-02	1.5E-03	2.0E-01	7.4E-03	5	4	
	I 125	Típ	5.0E-01	1.9E-02	2.0E-01	9.3E-02	4		
	Am 241	Máx.	2.7E-01	1.0E-02	6.0E-02	1.7E-01	4		
	Am 241	Mín.	2.7E-02	1.0E-03	6.0E-02	1.7E-02	4	4	
	Am 241	Típ	1.4E-01	5.0E-03	6.0E-02	8.3E-02	4		
Eliminadores de estática	Am 241	Máx.	1.1E-01	4.1E-03	6.0E-02	6.8E-02	4		
	Am 241	Mín.	3.0E-02	1.1E-03	6.0E-02	1.9E-02	4	4	
	Am 241	Típ	3.0E-02	1.1E-03	6.0E-02	1.9E-02	4		
	Po 210	Máx.	1.1E-01	4.1E-03	6.0E-02	6.8E-02	4		
	Po 210	Mín.	3.0E-02	1.1E-02	6.0E-02	1.9E-02	4	4	
	Po 210	Típ	3.0E-02	1.1E-02	6.0E-02	1.9E-02	4		
Generadores de isótopos para diagnósticos	Mo 99	Máx.	1.1E+01	3.7E-01	3.0E-01	1.2E+00	3		
	Mo 99	Mín.	1.0E+00	3.7E-02	3.0E-01	1.2E-01	4	4	
	Mo 99	Típ	1.0E+00	3.7E-02	3.0E-01	1.2E-01	4		
Fuentes no selladas	I 131	Máx.	2.0E-01	7.4E-03	2.0E-01	3.7E-02	4		
	I 131	Mín.	1.0E-01	3.7E-03	2.0E-01	1.9E-02	4	4	
	I 131	Típ	1.0E-01	3.7E-03	2.0E-01	1.9E-02	4		
			Categoría 5						
Fuentes de analizadores mediante FRX	Fe 55	Máx.	1.4E-01	5.0E-03	8.0E+02	6.2E-06	5		
	Fe 55	Mín.	3.0E-03	1.1E-04	8.0E+02	1.4E-07	5	5	
	Fe 55	Típ	2.0E-02	7.4E-04	8.0E+02	9.3E-07	5		
	Cd 109	Máx.	1.5E-01	5.6E-03	2.0E+01	2.8E-04	5		
	Cd 109	Mín.	3.0E-02	1.1E-03	2.0E+01	5.6E-05	5	5	
	Cd 109	Típ	3.0E-02	1.1E-03	2.0E+01	5.6E-05	5		
	Co 57	Máx.	4.0E-02	1.5E-05	7.0E-01	2.1E-03	5		
Co 57	Mín.	1.5E-02	5.6E-04	7.0E-01	7.9E-04	5	5		

I Fuente	II Radionucleido	III Tip	IV Cantidad utilizada (A)		VI Valor D (TBq)	VII Proporción A/D	VIII Categoría	
			Ci	TBq			Basada en A/D	Recomendada
	Co 57	Tip	2.5E-02	9.3E-04	7.0E-01	1.3E-03	5	
Fuentes de aparatos detectores por captura de electrones	Ni 63	Máx.	2.0E-02	7.4E-04	6.0E+01	1.2E-05	5	
	Ni 63	Mín.	5.0E-03	1.9E-04	6.0E+01	3.1E-06	5	5
	Ni 63	Tip	1.0E-02	3.7E-04	6.0E+01	6.2E-06	5	
	H 3	Máx.	3.0E-01	1.1E-02	2.0E+03	5.6E-06	5	
	H 3	Mín.	5.0E-02	1.9E-03	2.0E+03	9.3E-07	5	5
	H 3	Tip	2.5E-01	9.3E-03	2.0E+03	4.6E-06	5	
Pararrayos	Am 241	Máx.	1.3E-02	4.8E-04	6.0E-02	8.0E-03	5	
	Am 241	Mín.	1.3E-03	4.8E-05	6.0E-02	8.0E-03	5	5
	Am 241	Tip	1.3E-03	4.8E-05	6.0E-02	8.0E-03	5	
	Ra 226	Máx.	8.0E-05	3.0E-06	4.0E-02	7.4E-05	5	
	Ra 226	Mín.	7.0E-06	2.6E-07	4.0E-02	6.5E-06	5	5
	Ra 226	Tip	3.0E-05	1.1E-06	4.0E-02	2.8E-05	5	
	H 3	Máx.	2.0E-01	7.4E-03	2.0E-03	3.7E-06	5	
	H 3	Mín.	2.0E-01	7.4E-03	2.0E-03	3.7E-06	5	5
Fuentes de braquiterapia: placas oculares e implantes permanentes de baja tasa de dosis	Sr 90	Máx.	4.0E-02	1.5E-03	1.0E+00	1.5E-03	5	
	Sr 90	Mín.	2.0E-02	7.4E-04	1.0E+00	7.4E-04	5	5
	Sr 90	Tip	2.5E-02	9.3E-04	1.0E+00	9.3E-04	5	
	Ru/Rh 106	Máx.	6.0E-04	2.2E-05	3.0E-01	7.4E-05	5	
	Ru/Rh 106	Mín.	2.2E-04	8.1E-06	3.0E-01	2.7E-05	5	5
	Ru/Rh 106	Tip	6.0E-04	2.2E-05	3.0E-01	7.4E-05	5	
	Pd 103	Máx.	3.0E-02	1.1E-03	9.0E+01	1.2E-05	5	
	Pd 103	Mín.	3.0E-02	1.1E-03	9.0E+01	1.2E-05	5	5
Fuentes de examen mediante TEP	Ge 68	Máx.	1.0E-02	3.7E-04	7.0E-01	5.3E-04	5	
	Ge 68	Mín.	1.0E-03	3.7E-05	7.0E-01	5.3E-05	5	5
	Ge 68	Tip	3.0E-03	1.1E-04	7.0E-01	1.6E-04	5	
Fuentes de espectrometría Mössbauer	Co 57	Máx.	1.0E-01	3.7E-03	7.0E-01	5.3E-03	5	5
	Co 57	Mín.	5.0E-03	1.9E-04	7.0E-01	2.6E-04	5	5
	Co 57	Tip	5.0E-02	1.9E-03	7.0E-01	2.6E-03	5	5
Blancos de tritio	H 3	Máx.	3.0E+01	1.1E+00	2.0E+03	5.6E-04	5	
	H 3	Mín.	3.0E+00	1.1E-01	2.0E+03	5.6E-05	5	5
	H 3	Tip	7.0E+00	2.6E-01	2.0E+03	1.3E-04	5	
Fuentes no selladas médicas	P 32	Máx.	6.0E-01	2.2E-02	1.0E+01	2.2E-03	5	
	P 32	Mín.	6.0E-02	2.2E-03	1.0E+01	2.2E-04	5	5
	P 32	Tip	6.0E-01	2.2E-02	1.0E+01	2.2E-03	5	

Ref. IAEA Clasificación de las fuentes radiactivas No. RS-G-1.9, 2009.