



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE CIENCIAS

Protocolo de seguridad radiológica para usar la fuente líquida abierta de Cs-137/Ba-137m.

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TITULO DE:
FÍSICO

Presenta:

Isidoro Hernández Gutiérrez



Tutora: Dra. Beatriz Elizabeth Fuentes Madariaga

2006

Este trabajo fue apoyado por el proyecto DGAPA-PAPIME EN 101104
“Los Laboratorios de Física Contemporánea”.



Universidad Nacional
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

Biblioteca Central



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

FACULTAD DE CIENCIAS

División de Estudios Profesionales



UNIVERSIDAD NACIONAL
AUTÓNOMA DE
MÉXICO

ACT. MAURICIO AGUILAR GONZÁLEZ
Jefe de la División de Estudios Profesionales de la
Facultad de Ciencias
Presente

Por este medio hacemos de su conocimiento que hemos revisado el trabajo escrito titulado:
"Protocolo de seguridad radiológica para usar la fuente líquida abierta de
Cs-137/Ba-137m"

realizado por Hernández Gutiérrez Isidoro
con número de cuenta 07806675-9 , quien cubrió los créditos de la licenciatura en Física

Dicho trabajo cuenta con nuestro voto aprobatorio.

Tutor (a)	Propietario	Dra. Beatriz Elizabeth Fuentes Madariaga	<i>Beatriz E. Fuentes M.</i>
	Propietario	M. en C. Ana Elena Buenfil Burgos	<i>Ana E. Buenfil B.</i>
	Propietario	Fís. Víctor Manuel Tovar Muñoz	<i>V. Tovar Muñoz</i>
	Suplente	M. en C. Ricardo Martín Hernández Flores	<i>Ricardo M. Hernández Flores</i>
	Suplente	Ing. Fernando Iturbe Hermann	<i>Fernando Iturbe Hermann</i>

Atentamente
"POR MI RAZA HABLARÁ EL ESPÍRITU"
Ciudad Universitaria, D.F., a 31 de mayo del 2006.
CONSEJO DEPARTAMENTAL DE FÍSICA

Alicia Zarzosa Pérez
M. en C. Alicia Zarzosa Pérez
FACULTAD DE CIENCIAS
DEPARTAMENTO DE FÍSICA

Reconocimiento. Varias partes de los experimentos realizados no hubieran sido posibles sin la ayuda del personal adscrito a los Laboratorios de Física Moderna, al Biól. Jaime García Ruiz del Laboratorio de Biofísica de Sistemas Excitables, y a la M. en C. Patricia Avilés Mandujano del Taller de Física de Radiaciones a través del proyecto PAPIME EN102503, todos ellos del Departamento de Física de la Facultad de Ciencias en la Universidad Nacional Autónoma de México.

Agradezco a la Sra. Cristina Arnedo por su lectura de esta tesis y a mi familia por su apoyo y comprensión.

A Daniel, Xóchitl Adriana y Magdalena Valentina.

ÍNDICE

	Página
Prólogo	I
Capítulo 1: Conceptos básicos de física atómica y nuclear.	1
1.1. Transformación nuclear.	1
1.1.1 Actividad.	1
1.1.2 Estructura de la materia.	2
1.1.3 Transformación alfa.	3
1.1.4 Transformación beta.	3
1.1.5 Transformación gamma.	4
1.2. Detección de la radiación.	5
1.2.1 Naturaleza de la interacción de las partículas cargadas.	5
1.2.1.1 Interacción de Coulomb.	6
1.2.1.2 Excitación.	6
1.2.1.3 Ionización.	7
1.2.2 Interacción de la radiación electromagnética con la materia.	7
1.2.2.1 Efecto fotoeléctrico.	7
1.2.2.2 Efecto Compton.	8
1.2.2.3 Producción de pares.	9
1.3. Interacción de la radiación corpuscular con la materia.	9
1.3.1 Alcance de radiación con carga.	9
1.3.2 Transmisión y relación del alcance para partículas beta.	10
1.3.3 Atenuación de la radiación gamma, radiación sin carga.	11
1.4. Actividad en fuentes radiactivas extendidas.	11
Capítulo 2: Conceptos básicos de protección radiológica.	15
2.1. Protección y seguridad radiológica.	15
2.2. Sistema para la limitación de dosis.	16
2.2.1 Límites de dosis equivalente y criterios para su establecimiento.	17
2.2.1.1 Personal ocupacionalmente expuesto.	17

2.2.1.2	Público.	18
2.2.2	Niveles de referencia.	18
2.3.	Acciones de protección.	19
2.3.1	Medidas de protección contra la irradiación externa.	19
2.3.2	Medidas de protección contra la irradiación interna.	19
2.4.	Protección radiológica para personal ocupacionalmente expuesto.	20
2.4.1	Clasificación de áreas.	20
2.4.1.1	Zonas controladas.	20
2.4.1.2	Zonas supervisadas.	21
2.4.1.3	Zona no controlada	21
2.4.2	Control de la exposición y la contaminación.	21
2.4.3	Equipo y ropa de protección radiológica.	22
2.5.	Técnicas y procesos de descontaminación.	23
2.5.1	Aspectos generales para la descontaminación.	24
2.5.2	Descontaminación externa.	24
2.5.3	Descontaminación interna.	24
2.5.4	Descontaminación de áreas y superficies.	25
2.5.5	Descontaminación de equipo, materiales y vestuario.	25
2.5.6	Límites de contaminación.	26
2.6.	Límites para considerar como desecho radiactivo un residuo sólido que contenga radionúclidos.	26
2.6.1.	Desecho radiactivo.	27
2.6.2.	Niveles de dispensa incondicional.	27
2.7.	Magnitudes usadas en protección radiológica.	27
2.7.1	Energía impartida.	28
2.7.2	Dosis absorbida.	28
2.7.3	Kerma.	28
2.7.4	Exposición.	29
2.8.	Seguridad radiológica.	29
2.8.1	Dosis equivalente.	29

Capítulo 3: El generador de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$ y su manejo.	31
3.1. Generalidades de la fuente $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$.	31
3.2. Columna del generador de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$.	32
3.3. Procedimiento para separar el $^{137\text{m}}\text{Ba}$ del ^{137}Cs .	34
3.4. Medidas de protección contra la irradiación interna.	36
3.5. Protección personal contra radionúclidos.	37
Capítulo 4: Equipo experimental.	41
4.1. Dosímetro personal.	41
4.2. Detectores.	41
4.2.1 Detector Geiger Müller.	42
4.2.2 Detector de germanio.	43
4.3. El preamplificador.	43
4.4. Concepto de NIM.	44
4.4.1 Fuente de alto voltaje.	44
4.4.2 El amplificador.	45
4.4.3 Contador y medidor de tiempo.	46
4.5. Sistema de conteo.	46
4.6. Interfaz RS-232C.	47
Capítulo 5: Desarrollo experimental.	49
5.1. Caracterización de un detector Geiger Müller.	49
5.2. Conteo de partículas.	52
5.3. Vida media y pureza radioquímica.	54
5.4. Equilibrio secular.	55
5.5. Espectroscopia.	56
5.6. Producción de $^{137\text{m}}\text{Ba}$	57

Capítulo 6: Resultados, análisis y conclusiones.	59
6.1. De la caracterización del Geiger Müller.	59
6.2. Del conteo de partículas.	63
6.3. De la vida media y la pureza radioquímica.	65
6.4. Del equilibrio secular.	68
6.5. De la espectroscopía.	70
6.6. De la producción de ^{137m}Ba .	73
Capítulo 7: Protocolo de seguridad radiológica para usar la fuente líquida abierta de $^{137}\text{Cs}/^{137m}\text{Ba}$.	75
Bibliografía	82

Prólogo.

El **Objetivo** de esta tesis es desarrollar un protocolo de seguridad radiológica para usar una fuente líquida abierta de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$.

La **Metodología** que se usa es, en un alto porcentaje, experimental; mediante ésta se tiene la oportunidad de hacer medidas por comparación directa e indirecta.

Los niveles de actividad que se usan en los experimentos que se reportan son del orden de μCi , cantidad comparable a la actividad de la radiación que emite nuestro cuerpo. De ahí, que el trabajar con la fuente de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$, en cualquiera de sus formas, no representa un riesgo personal de exposición a la radiación y sí permite un entrenamiento en el uso de equipo y manejo correcto de sustancias radiactivas abiertas al ambiente.

En el capítulo 1 de la tesis, se estudia la naturaleza de la radiactividad, a partir de conceptos básicos de física atómica y física nuclear. En relación con la detección y medición de la radiación, se aborda la interacción de la radiación con la materia. Se analiza el alcance de la radiación en un medio natural, para determinar las condiciones experimentales de trabajo. El propósito particular del capítulo 1 es establecer los requisitos de conocimientos básicos de física atómica y nuclear, que deberá tener el estudiante o profesional que trabajará con el generador de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$.

Sobre el uso de la radiación que producen los núclidos radiactivos, se pone especial interés en disminuir, en lo posible, la exposición del experimentador. Es bien conocido que las radiaciones ionizantes pueden causar efectos biológicos estocásticos y deterministas, por lo tanto se requieren medidas de seguridad en cuanto a su manejo y uso, así como con el manejo de los desechos, de material radiactivo, que se produzcan. En efecto, las áreas de trabajo, mobiliario, equipo y materiales, que se utilizan en las instalaciones donde se emplea material radiactivo, son susceptibles de contaminarse y constituir un riesgo para el personal que labora ahí. Por lo tanto, para prevenir este riesgo, existen límites de contaminación radiactiva, tal como lo recomiendan las normas internacionales. Por esta razón, para garantizar que los límites de contaminación radiactiva no se rebasen, se debe

establecer una vigilancia antes, durante y después de los procesos que involucren el manejo de material radiactivo como lo establecen las Normas Básicas de Seguridad [OIEA 1997]*.

En particular, en nuestro país existen normas de protección plasmadas en el Reglamento General de Seguridad Radiológica [RGSR 1988], que retoma las recomendaciones de la Comisión Internacional en Protección Radiológica. Aun más, el RGSR se complementa con Normas Oficiales Mexicanas, tales como: la NOM-008-NUCL-2003, “Control de la contaminación radiactiva”, [NOM-008-NUCL-2003]. Todo esto lleva a desarrollar el capítulo 2.

La finalidad particular del capítulo 2 es establecer los requisitos de conocimientos básicos sobre seguridad radiológica, que deberá tener el alumno o profesional que trabajará con el generador de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$. Este capítulo es importante en general, para cualquier persona que maneje material radiactivo. Se estudian las magnitudes de seguridad radiológica que hacen posible medir la dosis equivalente en las personas que se irradian.

En el capítulo 3 se presentan los cuidados que se deberán tener para no producir contaminación, cuando se usan materiales radiactivos. Se describe la preparación de la fuente abierta del generador y se detalla el uso de la fuente líquida de $^{137\text{m}}\text{Ba}$.

La finalidad particular del capítulo 3 es dominar la preparación y la obtención de la fuente líquida de $^{137\text{m}}\text{Ba}$. En general, los físicos no manejan fuentes abiertas durante sus estudios de licenciatura. Con este trabajo se pretende ampliar su conocimiento en el área de la física nuclear experimental.

El capítulo 4 contiene aspectos generales de los equipos empleados en los diferentes experimentos desarrollados en esta tesis. En el capítulo 5 se presentan los diferentes experimentos realizados, que van desde la caracterización del detector, hasta la medición de la vida media del radionúclido en estudio y la obtención de su espectro.

En el capítulo 6 se presentan los resultados, el análisis y las conclusiones generales y particulares de cada experimento.

Después de haber realizado todo el trabajo anterior, en el capítulo 7 se concluye con el desarrollo del “Protocolo de seguridad radiológica para usar la fuente líquida abierta de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$ ”.

* OIEA significa Organismo Internacional de Energía Atómica.

En la bibliografía de esta tesis se incluye una lista de libros, artículos, normas, reglamentos, y manuales de equipo; seleccionados para consulta y estudios más amplios. En diferentes partes de la tesis hay referencias bibliográficas, que se distinguen por estar dentro de un paréntesis rectangular.

Isidoro Hernández Gutiérrez.
Número de cuenta 07806675-9.

Capítulo 1

Conceptos básicos de física atómica y nuclear

1.1. Transformación nuclear.

La radiactividad consiste en la transformación espontánea de un átomo con la emisión de: partículas alfa, partículas beta (+ ó -) o fotones (rayos gamma), perdiendo su energía nuclear de excitación y alcanzando una configuración más estable o capaz de conducirle a una de mayor estabilidad.

1.1.1 Actividad.

La actividad, A , es el cociente de dN por dt :

$$A = - \frac{dN}{dt} \quad (1.1)$$

donde dN es el valor esperado del número de transiciones nucleares espontáneas que parten de un estado de energía inestable en el intervalo dt , [ICRU 1980][‡], es decir, la actividad de cualquier muestra de un material radiactivo es la rapidez con que los núcleos de sus átomos constituyentes se transforman.

La unidad de la actividad en el SI es el s^{-1} ; su nombre es el becquerel (Bq).

$$1 \text{ Bq} = s^{-1}.$$

Históricamente se acostumbra a expresar A en función del curie (Ci) .

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} s^{-1} \quad (\text{exactamente}).$$

La medición de la actividad de una muestra radiactiva indica que ésta disminuye exponencialmente con el tiempo. Al iniciar las observaciones, la actividad de la muestra es A_0 . Se considera que después de un tiempo igual a $T_{1/2}$, la actividad disminuye a $A/2$. Por esta razón a $T_{1/2}$ se le denomina vida media [TIPLER 2003]. La ley de transformación radiactiva se formaliza como:

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (1.2)$$

[‡] ICRU significa “International Commission on Radiation Units and Measurements”.

donde λ , se llama constante de decaimiento. La relación entre la constante de decaimiento y la vida media, $T_{1/2}$, está dada por:

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda} \quad (1.3)$$

La constante de decaimiento (λ), de un núclido radiactivo, en un estado de energía dado, es el cociente de dP por dt:

$$\lambda = \frac{dP}{dt} \quad (1.4)$$

donde dP es la probabilidad de que un núcleo determinado experimente una transición nuclear espontánea en el intervalo de tiempo dt. La unidad de λ en el SI es s^{-1} [ICRU 1980].

Estos conceptos son de utilidad en el momento de realizar los experimentos de interés, ya que el valor de la actividad de las fuentes radiactivas se establece para una fecha específica y tendrá que corregirse a la fecha de realización del experimento.

1.1.2 Estructura de la materia.

a) Átomo.

Toda la materia en nuestro medio natural está formada por átomos.

En el modelo clásico del átomo, su centro es muy denso y está cargado positivamente y se denomina núcleo. El núcleo atómico está constituido por neutrones y protones; a estas partículas se les llaman nucleones. Los neutrones carecen de carga y los protones tienen carga positiva. Alrededor del núcleo giran los electrones en órbitas con energías bien definidas. Los electrones son muy ligeros y tiene carga eléctrica negativa. En un átomo neutro existen igual número de protones que de electrones.

b) Nomenclatura.

Para identificar a un núclido utilizamos el símbolo químico con la siguiente notación:



donde:

X es el símbolo del elemento químico,

Z es el número atómico, que está definido por el número de protones del átomo,

N es el número de neutrones del átomo,

A es el número de masa, y es el número de protones más el de neutrones en el núcleo atómico.

$$A = Z + N.$$

1.1.3 Transformación alfa.

Puesto que las fuerzas atractivas entre nucleones son de corto alcance, la fuerza total de enlace es aproximadamente proporcional al número de nucleones, esto es, al número másico A. Los núcleos que contienen 210 o más nucleones son tan grandes, que las fuerzas nucleares de corto alcance que los mantienen juntos, son difícilmente capaces de equilibrar la repulsión eléctrica de los protones. La transformación alfa en tales núcleos se presenta como un medio de aumentar su estabilidad mediante la reducción de su tamaño. La transformación alfa puede representarse así:



Las partículas α son idénticas a un núcleo de ${}^4_2\text{He}$.

1.1.4 Transformación beta.

La transformación beta (positiva o negativa), es un medio por el cual un núcleo puede alterar su relación Z/N para dar lugar a una mayor estabilidad. En la transformación β^- se emiten dos partículas: una beta negativa (electrón) y un antineutrino. Las energías del electrón observadas en la transformación beta varían continuamente desde cero hasta un valor máximo, $T_{\text{máx}}$, característico del núclido.

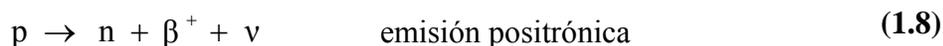
En la transformación beta ordinaria el cambio que se lleva a cabo es:



Esta transformación se presenta en núcleos con exceso de neutrones, en comparación con el número de protones. La transformación beta puede representarse, así:



Existen otros procesos de transformación que involucran electrones, como la emisión positrónica y la captura electrónica. Estos procesos se esquematizan de la siguiente manera:





El proceso representado en la ecuación (1.9) se presenta en núcleos con exceso de protones, en comparación con el número de neutrones. Corresponde a una transformación β^+ .

En la captura electrónica se presenta el siguiente proceso:



El núcleo puede absorber uno de los electrones orbitales del átomo. Esta captura está en competencia con la emisión positrónica, ya que ambos procesos conducen a la misma transformación nuclear. La captura del electrón ocurre más a menudo que la emisión del positrón en elementos pesados, debido a que en ellos las órbitas electrónicas tienen un radio más pequeño; la mayor proximidad de los electrones facilita la interacción con los núcleos. Puesto que casi todos los núcleos inestables encontrados en la naturaleza son de número Z elevado, la emisión positrónica no fue descubierta hasta varias décadas después de que la captura del electrón había sido establecida.

1.1.5 Transformación gamma.

En la transformación gamma, un núcleo en un estado excitado decae a un estado de menor energía del mismo isótopo por la emisión de un fotón.

La emisión de radiación gamma usualmente sigue a una transformación beta o alfa. Por ejemplo, si un núcleo padre radiactivo se transforma, por emisión beta, a un estado excitado de un núcleo hijo, a menudo el núcleo hijo decae a su estado base por emisión de uno o más rayos gamma. La vida media para la transformación gamma es usualmente muy corta. Las medidas experimentales de vida media son del orden de 10^{-11} s. Pocos emisores de radiación gamma tiene vida media grande, del orden de horas y aun en pocos casos, años. Los estados de energía nuclear con una vida media grande se llaman isómeros o estado meta-estables.

La energía del fotón $h\nu$ de una transformación radiactiva gamma es la diferencia en energías de los estados en los cuales la transición ocurre. Está dada por:

$$h\nu = E_{\text{alta}} - E_{\text{baja}} \quad (1.11)$$

donde E_{alta} es la energía del nivel superior y E_{baja} es la energía del nivel más bajo.

La **conversión interna** es una alternativa importante para la emisión de la radiación gamma. En este proceso, la energía de excitación de un núcleo excitado es transferida a un electrón orbital, el cual sale desde el átomo, en vez de la emisión de un fotón. El electrón emitido tiene una energía cinética igual a la pérdida de la energía nuclear de excitación, menos la de enlace del electrón en el átomo [TIPLER 2003].

1.2. Detección de la radiación.

El paso de radiación (alfa, beta, rayos gamma o X) a través de la materia, puede resultar en la extracción de electrones de átomos neutros, dando lugar a la formación de pares de iones, uno positivo y otro negativo, o en la excitación de los electrones de los átomos neutros.

Los fenómenos de ionización y excitación son utilizados en la detección de la radiación nuclear, es decir, el principio de detección se basa en la ionización de un material y la recolección de los iones que produce la radiación al interactuar con la materia. Para llevar a cabo dicha recolección de iones, se emplean diferentes detectores, de los cuales se hablará más adelante. A continuación presentaremos los mecanismos de interacción de la radiación con la materia.

1.2.1. Naturaleza de la interacción de las partículas cargadas.

Las partículas con carga, tales como las partículas alfa, interactúan con la materia a través de fuerzas de Coulomb entre su carga positiva y la carga negativa de los electrones orbitales de los átomos del núcleo. La interacción de la partícula alfa con el núcleo también es posible, sin embargo, raramente ocurren tales encuentros.

Con respecto a la interacción de las partículas cargadas en cualquier medio absorbedor, éstas interactúan simultáneamente con muchos electrones. Los electrones sienten un impulso a causa de la atracción de la fuerza de Coulomb por el paso de la partícula alfa en su vecindad. Dependiendo de la proximidad de la partícula cargada y el electrón, la interacción puede ser suficiente para permitir la transición del electrón a un nivel de energía atómica más alto dentro del átomo del medio, o para separar al electrón del átomo. A causa de estos procesos, la velocidad de la partícula alfa decrece y pierde energía; se presentan interacciones sucesivas durante su paso dentro del material, hasta que se detiene.

Las partículas con carga se caracterizan por tener un alcance definido en un medio absorbedor. El alcance representa la distancia máxima a la cual las partículas pueden penetrar dentro del medio.

1.2.1.1. Interacción de Coulomb.

En esta sección consideramos una partícula, con carga Ze , que viaja a través de un material, y su interacción con éste. La interacción de la partícula con los electrones del átomo es más frecuente que con el núcleo, por lo que la colisión con el núcleo se puede despreciar; es decir, el mecanismo de pérdida de energía es básicamente por colisiones con los e^- . En la Figura 1.1, se muestra el instante en que la distancia entre la partícula con carga Ze y el electrón es r . La fuerza coulombiana que experimentan entre sí, es:

$$\vec{F} = \frac{1}{4\pi\epsilon_0} \frac{(Ze)e}{r^2} \hat{r}. \quad (1.12)$$

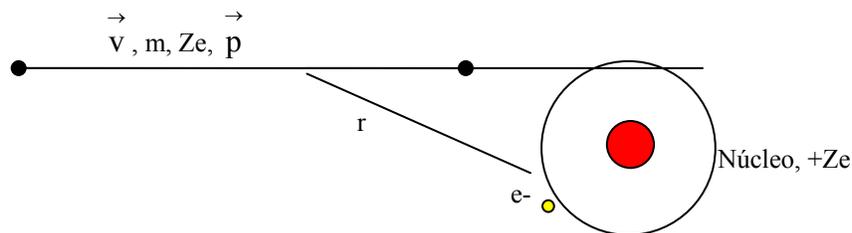


Figura 1.1. Una partícula, con carga Ze y masa m , se mueve con velocidad \vec{v} y momento \vec{p} , e interactúa con un electrón de un átomo. El radio del núcleo es aproximadamente igual a 10^{-14} m y el radio del átomo es del orden de 10^{-10} m.

La acción de esta fuerza sobre el electrón resultará en la transferencia de energía cinética de la partícula cargada al e^- . Puesto que el electrón está ligado al átomo en un estado cuantizado, el resultado del paso de la partícula cargada puede ser excitación o ionización.

1.2.1.2. Excitación.

Este fenómeno consiste en que el electrón se mueve del estado de energía E_1 al E_2 , (con $E_2 > E_1$). En un tiempo del orden de 1×10^{-8} a 1×10^{-10} segundos, tiende a pasar a

un estado energético más estable; el electrón pasa a un estado de energía más bajo que esté desocupado. Más claramente, el electrón regresa del estado E2 a E1 y la energía $h\nu = E_2 - E_1$ se emite en forma de un fotón.

1.2.1.3. Ionización.

Este mecanismo se logra cuando el electrón obtiene energía suficiente para abandonar el átomo y convertirse en una partícula libre con energía cinética K_e , igual a

$$K_e = (\text{Energía dada por una partícula o un fotón de radiación ionizante}) - (\phi)$$

donde ϕ es la energía de amarre del electrón al átomo.

Los electrones libres interactúan con otros átomos del material, si su energía es lo suficientemente alta. Así las interacciones sucesivas hacen que el electrón pierda energía y llegue un momento en que se detenga. Los electrones secundarios producidos por colisiones de los electrones primarios se llaman rayos delta.

1.2.2. Interacción de la radiación electromagnética con la materia.

Los fotones de radiación gamma o rayos X interactúan de acuerdo con su naturaleza ondulatoria, pero también se comportan como partículas cuando interactúan con la masa en reposo de las partículas de un material. Los cuantos de radiación electromagnética, al interactuar con los electrones del átomo, se pueden absorber o dispersar. También ocurre que un fotón, en la inmediatez de un núcleo atómico, se materialice en un electrón y un positrón.

1.2.2.1 Efecto fotoeléctrico.

Una superficie metálica limpia emite electrones cuando inciden sobre él ondas electromagnéticas de alta frecuencia. A los electrones emitidos así se les llama fotoelectrones y su energía máxima, $K_{\text{máx}}$, se expresa en la forma

$$K_{\text{máx}} = h\nu - h\nu_0 \quad (1.13)$$

donde $h\nu$ es la energía de cada cuanto de radiación electromagnética incidente, $h\nu_0$ es la energía mínima necesaria para desalojar un electrón de la superficie metálica iluminada y se conoce como función de trabajo de la superficie, ν_0 es el umbral de frecuencia por debajo del cual no hay emisión de electrones y h es la constante de Planck. El valor de h

es 6.626×10^{-34} J-s. Esta constante tiene el mismo valor, independientemente del metal particular que se esté iluminando.

1.2.2.2 Efecto Compton.

Considere una interacción entre un fotón de radiación gamma y un electrón, Figura 1.2. Se considera que el sistema inicialmente está en reposo en el sistema de coordenadas del laboratorio.

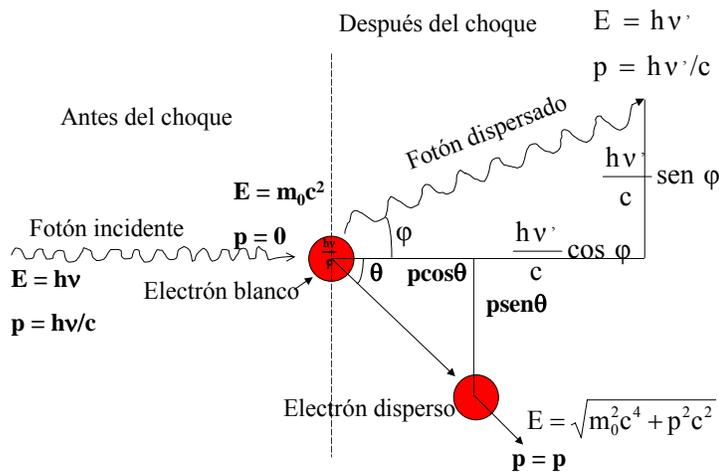


Figura 1.2. El efecto Compton.

El fotón que interacciona con un electrón desaparece y se crea un nuevo fotón con energía menor que sale en la dirección ϕ . La diferencia de energía entre los fotones se la lleva el electrón como energía cinética.

Aplicando la ley de conservación del momento, la energía total de una partícula, y expresando el resultado en función de la longitud de onda se encuentra que

$$\lambda' - \lambda = \frac{h}{m_0c} (1 - \cos\phi) \quad (1.14)$$

Esta ecuación proporciona la variación de la longitud de onda, que experimenta un fotón al interactuar con un electrón de masa en reposo m_0 , en función del ángulo ϕ . En este caso ϕ es la dirección en la que sale el nuevo fotón. La expresión h/m_0c se conoce como longitud de onda Compton de la partícula; para el caso del electrón es 2.4×10^{-12} m.

1.2.2.3 Producción de pares.

Es la interacción de la radiación electromagnética que se presenta en la vecindad de un núcleo de un elemento pesado. El fotón se materializa en un electrón y un positrón, es decir, la energía electromagnética se transforma en la energía de las masas en reposo. Los principios de conservación se cumplen cuando un par electrón–positrón se crea cerca de un núcleo atómico. La suma de las cargas eléctricas $-e + e$ es cero como la carga del fotón. La energía total, del electrón y del positrón es igual a la energía del fotón original.

La energía en reposo m_0c^2 de un electrón o de un positrón es de 0.51 MeV, luego, la energía mínima para la producción de un par es de 1.02 MeV. Cualquier energía mayor del fotón se transforma en energía cinética del electrón y el positrón. La longitud de onda máxima del fotón es de 1.22×10^{-12} m. Las ondas electromagnéticas que tienen ese tamaño de longitud de onda son de radiación gamma y de rayos cósmicos.

El tipo de radiación que al interaccionar con la materia es capaz de crear iones libres, se le denomina radiación ionizante, por ejemplo: la radiación que se ha presentado aquí, alfa, beta y gamma [RGSR 1988].

1.3. Interacción de la radiación corpuscular con la materia.

1.3.1 Alcance de radiación con carga.

El poder de penetración, R , de una partícula con carga de un tipo y energía dados, es la longitud de la trayectoria que sigue hasta que llega al reposo. Por ejemplo: el alcance de las partículas alfa se mide generalmente en cm de aire, a una temperatura de 15°C y a una presión atmosférica de 760 mm Hg .

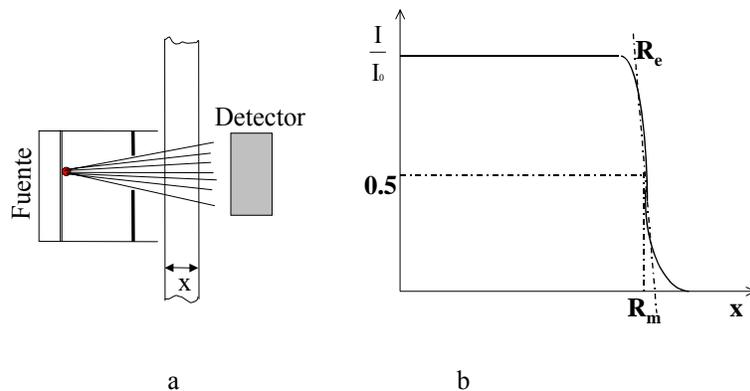
El poder de penetración de las partículas alfa en un material absorbedor, se define de la curva de penetración en diferentes formas, ver Figura 1.3.

- El alcance medio, R_m , se define como el espesor del absorbedor que reduce el conteo de las partículas alfa exactamente a la mitad.
- El alcance extrapolado, R_e , se obtiene al extrapolar la parte lineal del final de la curva de transmisión a cero.

- El alcance máximo, R_{\max} , es el recorrido después del cual las partículas han perdido toda su energía, [KNOLL 2000].

Para un medio determinado y bajo condiciones definidas, el alcance o poder de penetración depende de la energía inicial de las partículas, siendo las de menor energía las de más corto poder de penetración. Todas las partículas alfa de igual energía tienen el mismo alcance en un material determinado.

Figura 1.3 a. Experimento de transmisión de partículas alfa, b. Alcance, I es el número de partículas alfa detectadas después de cruzar el absorbedor de espesor x , I_0 es el número de partículas alfa detectadas sin absorbedor, R_m es el alcance medio y R_e el alcance extrapolado.



1.3.2 Transmisión y relación del alcance para partículas beta.

Las partículas beta viajan distancias mucho más grandes en aire o en cualquier gas que las partículas alfa de la misma energía. Una estimación empírica del grosor del absorbente o alcance de partículas beta en cualquier material, se obtiene de:

$$X = \frac{0.546E_{\max} - 0.16}{\rho} \quad (1.15)$$

donde X es el espesor del material absorbente en cm, E_{\max} es la energía máxima de la radiación beta en MeV y ρ es la densidad del material absorbente en g/cm^3 .

El experimento para medir la intensidad del rayo beta transmitido al atravesar un absorbedor, es un arreglo similar al mostrado en la Figura 1.3 a. Ahora se tiene una fuente de radiación beta, placas de material absorbedor de diferentes grosores y un detector de radiación adecuado. Normalmente, el alcance de las partículas beta se toma de la curva de transmisión, al extrapolar la porción lineal de la curva. Al punto de

intersección con el fondo natural, se le denomina alcance práctico R_p ; mientras que al punto de la curva que es igual al fondo natural se conoce como alcance máximo R_0 y representa el espesor del absorbedor requerido para asegurar que las partículas beta no puedan penetrar más.

1.3.3 Atenuación de la radiación gamma, radiación sin carga.

La atenuación de la radiación gamma es función de la energía de la radiación, y la densidad y espesor del material absorbedor.

La atenuación de un haz colimado monoenergético de rayos X o gamma, se da por:

$$I = I_0 e^{\frac{-\mu x}{\rho}} \quad (1.16)$$

donde I_0 es intensidad del haz incidente, I es la intensidad del haz transmitido, μ/ρ es el coeficiente másico de atenuación en cm^2/mg , x es espesor del material atenuador en mg/cm^2 y $e = 2.71\dots$ es la base del logaritmo natural. En la expresión matemática anterior queda claro que la radiación gamma se atenúa gradualmente conforme aumenta el espesor, pero la intensidad transmitida nunca llega a ser cero, la curva exponencial se hace asintótica al eje horizontal.

La cantidad de material atenuador necesario para reducir el valor de intensidad inicial en $1/2$ se le llama capa hemireductora, $X_{1/2}$, se da por la ecuación

$$X_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (1.17)$$

1.4. Actividad en fuentes radiactivas extendidas.

En la sección 1.1 hemos mencionado que la actividad es una magnitud que se refiere a la rapidez de la transformación nuclear de un material radiactivo. Sin embargo, cuando se hacen experimentos con fuentes extendidas se define una magnitud especial denominada emisividad, que se abordará más adelante.

En la Figura 1.4 observamos las componentes de la radiación presentes en una fuente extendida de radiación, con geometría de emisión 2π estereorradián, (2π sr). La rapidez de emisión generada por la radiación de una fuente se denota por n ; y q_1, q_2, q_3, q_4, q_5 , y q_6 se refieren al número de partículas producidas por unidad de tiempo [ISO 1988], de las siguientes partículas:

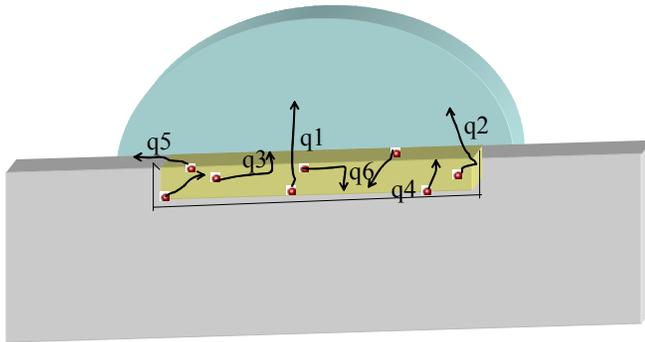


Figura 1.4. Emisión $q_{2\pi}$ en un ángulo sólido 2π por una fuente de radiación ionizante.

Tipo de partículas

- q₁ Partículas que alcanzan directamente al ángulo sólido superior de 2π sr,
- q₂ Partículas que alcanzan al ángulo sólido superior de 2π sr, como resultado de la retrodispersión desde la fuente,
- q₃ Partículas que viajan de la fuente en dirección al ángulo sólido superior de 2π sr, pero no alcanzan a un detector, colocado enfrente de la fuente, debido a la absorción del aire.
- q₄ Partículas emitidas dentro del ángulo sólido superior de 2π sr, pero que no salen de la fuente debido a la autoabsorción,
- q₅ Partículas que viajan de la fuente en dirección del ángulo sólido superior de 2π sr, pero que no alcanzan a un detector, colocado enfrente de la fuente, debido a razones geométricas,
- q₆ Todas las partículas emitidas dentro del ángulo sólido inferior de 2π sr, incluyendo partículas retrodispersadas con excepción de partículas del tipo q₂.

En el caso de una fuente ideal, con área activa bien definida y suficientemente delgada, es decir una fuente sin autoabsorción y retrodispersión, su actividad se define como [ISO 1988][□]:

[□] ISO es International Organization for Standardization.

$$A = \frac{1}{\varepsilon_d} \sum_{i=1}^6 q_i \quad (1.18)$$

donde ε_d [§] es el número de partículas del tipo producido por transformación. En el caso de fuentes estándar destinadas para calibración $\varepsilon_d=1$. Sin embargo, en la práctica, las fuentes están lejos de ser ideales, especialmente cuando se consideran emisores de radiación alfa y beta de baja energía, es decir, cuando la energía beta máxima es menor que 0.4 MeV.

La rapidez de emisión de la superficie de una fuente con geometría 2π , o también conocida como la emisividad de una fuente 2π , se denota por $q_{2\pi}$, y está definida como:

$$q_{2\pi} = q_1 + q_2 + q_3 + q_5 \quad (1.19)$$

su unidad en el SI es el s^{-1} .

La eficiencia de una fuente de estas características se define como:

$$\varepsilon_s = \frac{q_1 + q_2 + q_3 + q_5}{\frac{1}{\varepsilon_d} \sum_{i=1}^6 q_i} = \frac{q_{2\pi}}{A} \quad (1.20)$$

la cual es adimensional.

Ahora consideramos el caso ideal en el cual tenemos una fuente con un área activa bien definida, y frente de ella se coloca un detector con una área de detección exactamente igual en tamaño y forma que el área de la fuente.

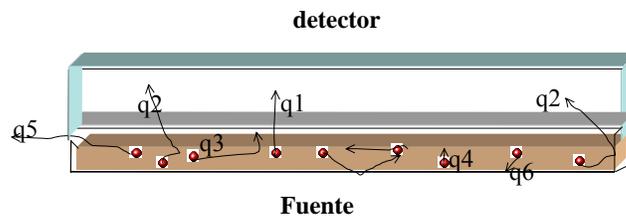
La superficie del detector y la superficie emisora de radiación, nunca están en contacto, por construcción de ambos. A esta condición geométrica le denominaremos semicontacto. En la Figura 1.5 observamos la sección transversal de la geometría fuente detector. Definimos la eficiencia absoluta del instrumento, como:

$$\varepsilon_a = \frac{n}{q_{2\pi}} \quad (1.21)$$

Esto es posible porque la ventana del detector y la superficie emisora de la fuente son iguales en extensión y forma geométrica.

[§] Se define la $A=(1/\varepsilon_d)(q_1+\dots+q_6)$, donde ε_d es el número de transformaciones creadas de ese tipo, $\varepsilon_d=1$, [ISO 1988].

Figura 1.5. Sección transversal de la geometría fuente detector



Capítulo 2

Conceptos básicos de protección radiológica.

Debido a que la radiación y las sustancias radiactivas existen de manera natural y permanente en el ambiente, los riesgos derivados de la exposición a la radiación ionizante, en consecuencia, sólo se pueden restringir, pero no se eliminan por completo. La exposición a radiación ionizante causa daños y enfermedades malignas en el cuerpo humano. Por esta razón, es esencial que las actividades que implican exposición a radiación y el empleo de fuentes radiactivas se sometan a normas para la protección de la salud a fin de reducir al mínimo el peligro para la vida.

En el uso de material radiactivo, es indispensable conocer los principios básicos de protección radiológica. La finalidad del presente trabajo de tesis, es justamente establecer un protocolo de seguridad radiológica para el uso de una fuente radiactiva abierta de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$. Si bien esta fuente no presenta riesgos potenciales, ello no resta importancia al manejo adecuado de la misma.

Una **fente radiactiva abierta o fuente abierta** es todo material que durante su utilización puede entrar en contacto directo con el ambiente [RGSR 1988].

Una **fente radiactiva** es cualquier objeto que pueda causar exposición a la radiación, bien emitiendo radiación ionizante o liberando sustancias radiactivas o materias radiactivas, [OIEA 1997].

La información que se presenta a continuación cubre aspectos y conceptos generales, de protección y seguridad radiológica, y cuando es apropiado se enfoca al uso de fuentes abiertas.

2.1. Protección y seguridad radiológica:

- Es la protección de las personas contra la exposición a la radiación ionizante y a las sustancias radiactivas;
- Es la seguridad de las fuentes de radiación;

- Son los diversos procedimientos y dispositivos para reducir las dosis y riesgos de las personas a exposición interna y externa;
- Es mantener las exposiciones por debajo de los límites de dosis aceptados (ALARA – ver inciso b de la siguiente sección);
- Son los medios para prevenir accidentes con radiación ionizante y atenuar las consecuencias de éstos si ocurrieran.

La finalidad de las normas es establecer los requisitos fundamentales relativos a la protección contra los riesgos derivados de las exposiciones a la radiación, y relativo a la seguridad de las fuentes de radiación que pueden causar la exposición.

2.2. Sistema para la limitación de dosis.

Los principios del sistema de protección y seguridad radiológica (PR) son: la justificación, la optimización, y la limitación de dosis; se enuncian, como sigue:

- a). **Justificación.** Una práctica que acarrea exposición a la radiación, sólo se aplica si aporta a los individuos expuestos o a la sociedad, un beneficio neto positivo.
- b). **Optimización.** Las fuentes de radiación y las instalaciones que las contengan, deben tener las mejores medidas de protección, las exposiciones serán tan bajas como razonablemente pueda lograrse (As Low As Reasonably Achievable, ALARA).
- c). **Limitación de dosis.** Las dosis equivalentes individuales debidas a todas las prácticas, no deberán sobrepasar los límites para las dosis equivalente establecidos en nuestra reglamentación.

La limitación de dosis, [RGSR 1988, Artículo 11], se basa en el concepto de límite, es decir, en el valor de una magnitud dosimétrica, que aplicado a eventos con radiación ionizante no ha de ser rebasado. Su finalidad es evitar los efectos no estocásticos* también conocidos como deterministas y limitar la ocurrencia de los estocásticos† a un nivel aceptable.

* **Efecto determinista de la radiación** es el efecto de la radiación para el que existe por lo general un nivel umbral de dosis por encima del cual la gravedad del efecto aumenta al elevarse la dosis.

† **Efecto estocástico de la radiación** se producen por lo general sin un nivel de dosis umbral, y su gravedad es independiente de la dosis.

En los efectos no estocásticos su aparición es segura si la dosis rebasa un nivel umbral. Los efectos estocásticos se manifiestan como enfermedades malignas y efectos hereditarios debido a que su naturaleza es aleatoria.

El límite de dosis se entiende como el valor de la dosis efectiva anual (E) para individuos, que no se debe rebasar.

2.2.1 Límites de dosis equivalente y criterios para su establecimiento:

Los límites de dosis equivalentes, vigentes en la República Mexicana están contenidos en el Reglamento General de Seguridad Radiológica (RGSR) de 1988, se establecen para:

2.2.1.1 Personal ocupacionalmente expuesto, (POE), [RGSR 1988, Artículos 20, 21, 27, 28, 30, 31, 32, 33, 34 y 35]:

- a). El límite anual de dosis equivalente, $H_{E,L}$, para prevenir los efectos estocásticos es de 50 mSv (5 rem).
- b). El límite anual de dosis equivalente para efectos deterministas es de 500 mSv (50 rem). El límite para el cristalino se establece de 150 mSv (15 rem).
- c). La **irradiación** que reciban las mujeres que son Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE) con capacidad reproductiva, deberá distribuirse lo más uniformemente posible en el tiempo, con el fin de proteger el embrión durante el período de **organogénesis**, antes de conocerse el embarazo.
- d). Las mujeres POE que se encuentren embarazadas, sólo podrán trabajar en condiciones donde la irradiación que reciban, $H_{E,L}$, sea menor a de 15 mSv (1.5 rem).
- e). Los estudiantes que realicen experimentos con fuentes de radiación ionizante serán considerados como individuos del público, pero sólo se permitirá que reciban la décima parte de los límites establecidos para el público.
- f). Los estudiantes que lleven cursos en el ámbito profesional o técnico, cuya finalidad sea la capacitación para el uso de fuentes de radiación, estarán sujetos a las siguientes reglas:
 - Si tienen 18 años o más serán considerados POE.
 - Si son menores de 18 años pero mayores de 16 años, serán considerados como POE, pero no podrán recibir una $H_{E,L}$ anual a cuerpo entero superior a los 15 mSv (1.5 rem).

- g). Fuera de los casos estipulados, ninguna persona menor de 18 años podrá ser considerada como POE.
- h). Con el objeto de mantener una vigilancia permanente a las tendencias de la H_E recibida por el POE, y poder optimizar las condiciones de seguridad, deberá llevarse un registro de H_E mensual, y del acumulado durante los 12 meses anteriores y del total acumulado durante la vida laboral del POE. El POE deberá estar informado de los resultados de estos registros.
- i). Toda irradiación recibida por el POE deberá estar asentada en el registro de dosis equivalente efectiva del individuo.

2.2.1.2 Público [RGSR 1988, Artículos 36, 37,38]:

- a). El límite anual de dosis equivalente, $H_{E,L}$, para prevenir los efectos estocásticos es de 5 mSv (0.5 rem).
- b). El límite anual de dosis equivalente para efectos deterministas es de 50 mSv (5 rem). El límite para el cristalino es de 15 mSv (1.5 rem).
Estos valores deben aplicarse al grupo crítico de la población o al individuo más expuesto.
- c). Las personas no ocupacionalmente expuestas que laboren en la proximidad de las zonas controladas, o que ocasionalmente en el curso de su trabajo entren a una zona controlada, son considerados como individuos del público.
- d). Cuando los individuos del público puedan estar expuestos durante períodos prolongados a un H_E igual o cercano al límite anual, se deberán adoptar medidas para reducirlo, para que en el período de toda la vida del individuo arroje un valor promedio anual de 1 mSv (0.1 rem).

2.2.2 Niveles de referencia [RGSR 1988, Artículos 11,16 y 17].

Los niveles de referencia no son límites, sino valores de una magnitud que sirven para decidir una determinada conducta a seguir.

- a). **Nivel de registro.** Nivel definido por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) para la dosis equivalente efectiva o incorporación de radionúclidos. Cuando este nivel se alcance o se rebase, los valores recibidos por los trabajadores han de ser registrados y conservados.

- b). **Nivel de investigación.** Valor de la H_E , de incorporación de radionúclidos, o de contaminación de área que de alcanzarse o rebasarse deberá implicar una investigación de las causas por las que se rebasó.
- c). **Nivel de intervención.** Valor establecido para cualquier magnitud usada en PR, que al alcanzarse o superarse, debe conducir a una acción correctiva.
- d). **Nivel de dispensa.** Valores establecidos por la autoridad reguladora y expresados en forma de concentración de la actividad parcial o actividad total; cuando las fuentes de radiación satisfacen esos valores u otros más bajos, pueden ser liberadas del control regulador, [NOM-039-NUCL-2003].

2.3. Acciones de protección.

2.3.1. Medidas de protección contra la irradiación externa.

Las medidas generales respecto de las fuentes de radiación, son:

- a). Contar con sistemas de seguridad que impidan el uso de las fuentes por personal no autorizado. [RGSR 1988, Artículo 56]
- b). Utilizar sólo fuentes bien identificadas: núclido radiactivo, actividad, fecha, tipo de encapsulado, número de serie, institución que la calibró o fabricó.
- c). Emplear dispositivos manuales o automáticos de manipulación a distancia.
- d). Almacenar en su contenedor cuando no estén en uso.
- e). Verificar periódicamente que no tienen fuga y no utilizar fuentes con fuga.
- f). Medir periódicamente el nivel de radiación a contacto y a un metro del contenedor.
- g). Rotular el contenedor con el símbolo de radiación, núclido radiactivo, actividad, fecha y número de serie de la fuente.
- h). Limitar el tiempo de permanencia en el lugar donde se almacena el contenedor.
- i). Calibrar periódicamente el equipo para medir la radiación.

2.3.2. Medidas de protección contra la irradiación interna.

La finalidad de estas medidas es evitar la contaminación externa y que por manejo inadecuado del material radiactivo, el personal lo incorpore a su organismo, provocando una irradiación interna. Dichas medidas son:

- a). No tocar las fuentes radiactivas con la mano.

- b). No tener en las instalaciones pipetas que se accionen con la boca.
- c). No trabajar con sustancias radiactivas cuando se tienen heridas abiertas en las manos.
- d). No emplear material de vidrio con aristas que puedan producir cortes.
- e). Evitar mordiscos o arañazos, cuando se trabaje con animales contaminados.
- f). No soplar vidrio con la boca ni realizar soldaduras en material contaminado.
- g). Emplear sólomente etiquetas autoadheribles.
- h). Utilizar sólomente toallas y pañuelos desechables.
- i). No introducir ni usar dentro de la zona controlada de una instalación: alimentos y bebidas, artículos para fumadores, bolsos, cosméticos y pañuelos [RGSR 1988, Artículo 133].
- j). Lavarse las manos antes de abandonar la zona controlada.
- k). Usar vestimenta anticontaminación, como son: guantes y bata.

Las medidas para el uso de equipo de protección personal (anticontaminación), son:

- Guardar en armarios separados, la ropa anticontaminación y vestimenta de calle.
- Mudar la ropa sólomente en el sitio específico para tal propósito.
- El vestuario anticontaminación debe ser de color diferente al de un laboratorio convencional.
- El equipo anticontaminación no se saca de la zona controlada.

2.4. Protección radiológica para personal ocupacional expuesto (POE).

2.4.1 Clasificación de áreas.

Con el objeto de proteger al POE y público de las posibles exposiciones o contaminaciones provenientes de fuentes radiactivas, las diferentes normativas establecen la clasificación de zonas. Esta clasificación depende del tipo de fuentes y la intensidad de los campos de radiación generados por éstas. Por ejemplo, en [OIEA 1997] se establecen dos tipos de Zonas: las Controladas y las Supervisadas.

2.4.1.1 Zonas controladas

Son aquellas zonas en las cuales son necesarias medidas protectoras radiológicas:

- a). Se controlan las exposiciones normales y se impide la dispersión de contaminación en condiciones normales de trabajo.
- b). Se previenen las exposiciones potenciales o se limita su magnitud.

La zona controlada deberá estar delimitada por algún o algunos medios físicos. Además, en el punto de acceso deberá tener el símbolo de radiación ionizante y leyenda de advertencia o restrictiva. Finalmente, deberán establecerse reglas y procedimientos para tener acceso a estas zonas, indicando claramente el personal autorizado para ingresar a dicha zona.

2.4.1.2 Zonas supervisadas.

Son aquellas que no son zonas controladas, pero en las cuales se mantienen bajo vigilancia las condiciones de exposición ocupacional, aunque normalmente no sea necesario establecer medidas de protección ni disposiciones específicas de seguridad.

En ambas zonas, es muy importante el levantamiento de niveles de radiación con el propósito de detectar cualquier incremento de la misma y poder reconocer inmediatamente cualquier situación anormal.

2.4.1.3 Zonas no controlada.

Son todas aquellas que no son zonas controladas.

2.4.2 Control de la exposición y la contaminación.

La principal herramienta que se tiene en PR, para reducir y limitar las exposiciones por radiación ionizante, tanto al POE como al público, es el uso adecuado de las variables: distancia, tiempo y blindaje, un uso adecuado permite ubicar a la persona en una zona menos intensa del campo de radiación.

Si se tiene una fuente de radiación gamma, con una actividad A expresada en bequereles (Bq), a una distancia d en metros de un punto de interés, esta fuente generará un campo con una rapidez de kerma (ver definición de kerma en la sección 2.7.3) en aire (\dot{K}_δ) en $\text{J kg}^{-1}\text{s}^{-1}$, debida a los fotones de energía mayor a δ , a la distancia d , que está dada por:

$$\dot{K}_\delta = \frac{K_\delta}{t} = \Gamma_\delta \left(\frac{A}{d^2} \right) \quad (2.1)$$

donde a Γ_δ se le conoce como constante de rapidez de kerma en aire, de un núclido radiactivo que emite fotones desde una fuente puntual. Sus unidades son: $\text{m}^2 \text{J kg}^{-1} = \text{m}^2 \text{Gy Bq}^{-1} \text{s}^{-1}$.

- a). **Distancia.** Del análisis de la ecuación (2.1), se infiere que mientras mayor sea la distancia que exista entre la fuente y el punto de interés, menor será la rapidez de kerma que se recibe. En el caso de una fuente puntual de radiación gamma la rapidez de kerma en aire varía con el inverso del cuadrado de la distancia.
- b). **Tiempo.** En el primer miembro de la ecuación (2.1) se observa que la cantidad total de kerma en aire depende del tiempo, que esté uno expuesto al campo de radiación de una fuente con actividad A. De ahí que se recomiende como medida de protección radiológica, permanecer o usar los campos de radiación, el tiempo estrictamente necesario para evitar exposiciones innecesarias. Por ejemplo: en algunas zonas controladas se especifica el tiempo máximo de permanencia dentro de ella.
- c). **Blindaje.** Con el objeto de reducir la rapidez de kerma en aire del campo de radiación se emplea un material absorbente como blindaje. En general, los blindajes pueden ser móviles o fijos.

Cuantitativamente, para un haz con energía E de fotones, su intensidad del campo disminuirá exponencialmente al colocar un material de espesor x entre la fuente del haz y un punto de interés, como se establece en la ecuación (1.16). En el caso de radiación gamma, para construir blindajes se emplean entre otros; plomo, fierro, concreto como materiales.

Por otra parte, para el caso de radiación alfa o beta, se emplean películas y laminas delgadas de material como absorbentes para disminuir la energía de esta radiación, por ejemplo: madera, lucita, aluminio, cobre.

En el caso de neutrones, se emplean materiales con un alto porcentaje de hidrógeno (parafina, agua) o concreto.

2.4.3 Equipo y ropa de protección radiológica.

Con el objeto de lograr una protección adecuada, es indispensable emplear equipo para cuantificar los niveles de radiación, para manipular las fuentes y para la protección personal, y así minimizar o evitar contaminación interna.

a). Equipo para medición:

Instrumentos detectores portátiles, instrumentos fijos, dosímetros personales.

b). Equipos para manipulación:

Pinzas, manipuladores, rótulos, señales, cuerdas, campanas de extracción, celdas calientes; blindajes móviles o fijos.

c). Equipo anticontaminación. Tiene como finalidad evitar la incorporación de sustancias radiactivas.

Bata de laboratorio; cubre todo u overol; guantes de hule y de tela tipo cirujano; botas de hule; botines de plástico; cubre zapato de hule; cubre pelo; cubre boca; capucha de tela; lentes protectores; equipo de protección respiratoria o respirador; mascarilla y careta.

d). Equipo de protección respiratoria:

Un respirador está formado por una máscara y un filtro y tiene como función remover contaminantes del aire que se inhala. En el caso de materiales radiactivos, los filtros deben ser de alta eficiencia. Los respiradores no deben ser usados por más de dos horas consecutivas.

2.5. Técnicas y procesos de descontaminación.

a). **Contaminación radiactiva** es la presencia no deseada de una sustancia radiactiva sobre una superficie en cantidades superiores a las establecidas en la reglamentación, dicha contaminación puede ser fija o removible.

b). **Contaminación fija** es aquella que no es transferida de superficies contaminadas a superficies no contaminadas, cuando éstas tienen contacto accidental.

c). **Contaminación removible** es aquella que puede ser transferida de superficies contaminadas a superficies no contaminadas, cuando éstas tienen contacto.

d). **Frotis** es el método para determinar la contaminación removible superficial, consistente en frotar con material absorbente de tela de algodón o papel filtro la superficie contaminada, para tomar muestras del material radiactivo removible, mismo que se evaluará subsecuentemente.

e). **Descontaminación** es la acción que tiene como propósito la eliminación o reducción de la contaminación mediante un proceso físico o químico. Esta acción se controla para evitar dispersión del contaminante en el medio. La descontaminación puede ser de personal (externa o interna); de áreas y superficies; y de equipo, material y vestuario.

2.5.1. Aspectos generales para descontaminación.

- a). Todo caso de contaminación deberá notificarse de inmediato al Encargado de la Seguridad Radiológica (ESR) de la instalación, quién se encargará del control del evento y, en su caso solicitará la ayuda del personal de la CNSNS, [RGSR 1988, Artículo 175].
- b). Se deberá llevar el control radiológico de toda persona que se contamine interna o externamente, [RGSR 1988, Artículo 177].
- c). Para la cuantificación del grado de contaminación de una persona, se realizarán los análisis y exámenes médicos necesarios, utilizando un contador de cuerpo entero u otro método adecuado (análisis de excretas).
- d). En caso de que la contaminación radiactiva exceda los límites y niveles de contaminación indicados en la NOM-005-NUCL-1994 y NOM-008-NUCL-2003, deberán tomarse las medidas adecuadas de descontaminación.

2.5.2. Descontaminación externa.

- a). El personal que resulte contaminado durante la manipulación de material radiactivo, deberá lavarse de inmediato la zona afectada, en particular, hay que dar prioridad a la descontaminación de los ojos.
- b). En caso de que la contaminación no se remueva con una simple lavada, se tendrá que aplicar el procedimiento específico bajo la supervisión del personal autorizado.
- c). Si la instalación maneja fuentes abiertas, deberá tener un lugar con las condiciones mínimas y suficientes para la descontaminación del personal, en particular para la descontaminación de los ojos.

2.5.3. Descontaminación interna:

- a). En los casos de contaminación interna que supere los niveles de intervención, deberá notificarse de inmediato al ESR y al servicio médico de la instalación, que inicia los procesos específicos de descontaminación.
- b). En los casos de contaminación interna, se tratará de remover rápidamente la mayor cantidad posible de la sustancia contaminante que todavía se encuentre en la boca, en el aparato gastrointestinal o respiratorio, e impedir o disminuir su penetración en la corriente sanguínea y tejidos. Bajo supervisión médica.

- c). En caso de contaminación en pequeñas heridas, cortes o perforaciones, la herida se deberá lavar inmediatamente, favoreciendo una ligera hemorragia y se enviará al herido al servicio médico.

2.5.4. Descontaminación de áreas y superficies.

- a). Las superficies y áreas contaminadas que superen los valores de la NOM-008-NUCL-2003, sección 2.5.6, serán descontaminadas por personal especializado.
- b). Las zonas contaminadas deberán ser desalojadas, evitando la permanencia del personal no involucrado en la descontaminación.
- c). Las áreas contaminadas deberán señalarse con las indicaciones de riesgo y el acceso a éstas estará restringido al personal autorizado.
- d). En caso de derrame de líquidos radiactivos, se deberá restringir el avance del líquido, sirviéndose de materiales absorbentes.
- e). Cuando se dispersen polvos o sustancias radiactivas volátiles, se avisará de inmediato al ESR y a la CNSNS.
- f). La descontaminación se hará con el menor número de trabajadores que deberán estar entrenados y equipados para este efecto, con vestuario e instrumentos de protección radiológica adecuados.

2.5.5. Descontaminación de equipo, material y vestuario.

- a). Todos los equipos, instrumentos, materiales y vestuario utilizados en áreas donde se manipulen fuentes radiactivas abiertas, deberán considerarse como contaminadas, mientras no se compruebe lo contrario.
- b). Si sus características y condiciones lo permiten, los artículos altamente contaminados no deberán ser descontaminados en los lugares de trabajo, de preferencia éstos deberán ser trasladados a un lugar especial para su descontaminación. Personal especializado se encargará del traslado y la descontaminación.
- c). Todo el material, instrumento, equipo o vestuario contaminado que se traslade, deberá aislarse adecuadamente para evitar la dispersión de la contaminación durante el trayecto.
- d). Si es necesario desmontar un equipo antes de su descontaminación, se deberá evitar la dispersión del contaminante durante la operación.

- e). El vestuario contaminado deberá descontaminarse exclusivamente en instalaciones especialmente previstas para tal efecto, someterse a medición de contaminación y no utilizarse nuevamente hasta que haya sido comprobada la eficacia de la descontaminación.

2.5.6. Límites de contaminación.

Tabla. 1 Límites de contaminación superficial [NOM-008-NUCL-2003].

RADIONÚCLIDOS	CONTAMINACIÓN REMOVIBLE (Bq/cm²)	CONTAMINACIÓN TOTAL (FIJA + REMOVIBLE) (Bq/cm²)
U-natural, U-235, U-238 y sus productos de decaimiento asociados.	16.7×10^{-2}	83×10^{-2}
Transuránicos, Ra-226, Ra-228, Th-230, Th-228, Pa-231, Ac-227, I-125 y I-129	33×10^{-4}	83×10^{-3}
Th-natural, Th-232, Sr-90, Ra-223, Ra-224, U-232, I-126, I-131 y I-133	33×10^{-3}	16.7×10^{-2}
Emisores beta-gamma, excepto los indicados en otros renglones de esta tabla	16.7×10^{-2}	83×10^{-2}
Tritio y compuestos tritiados.	16.7×10^{-1}	No aplica

Nota 1: Los niveles pueden ser promediados sobre un metro cuadrado siempre y cuando la actividad superficial máxima en cualquier área de 100 cm², se menor a tres veces los límites para contaminación total [NOM-008-NUCL-2003].

2.6. Límites para considerar como desecho radiactivo un residuo sólido que contenga radionúclidos.

El uso de materiales radiactivos en la industria nuclear, genera residuos contaminados con material radiactivo, cuyas características dependen de los procesos que los generaron. Se presentan en una gran diversidad de concentraciones, siendo en algunos casos tan bajas que es factible que sean evacuados mediante métodos convencionales. En ocasiones pueden ser incorporados a otros procesos (reciclados o reutilizados), sin que esto represente un riesgo inaceptable para la población y el ambiente, permitiendo que únicamente se gestionen como desechos radiactivos los que realmente lo requieren.

2.6.1. Desecho radiactivo.

Es cualquier material que contenga o esté contaminado con radionúclidos a concentraciones o niveles de radiactividad, mayores a las señaladas por la CNSNS en la norma NOM-035-NUCL-2000, y para el cual no se prevé uso alguno. Los desechos radiactivos se clasifican como de nivel bajo, intermedio y alto [NOM-035-NUCL-2000].

2.6.2. Niveles de dispensa incondicional.

Los límites a partir de los cuales se determina si un residuo es declarado como desecho radiactivo o puede ser gestionado por métodos convencionales (evacuado, reciclado o reutilizado), se presentan en la siguiente tabla.

Tabla 2. Niveles de dispensa incondicional [NOM-035-NUCL 2000].

RADIONÚCLIDO	NIVEL DE DISPENSA CONCENTRACIÓN DE ACTIVIDAD (Bq/g), o CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL FIJA (Bq/cm²)
Na-22, Na-24, Mn-54, Co-60, Zn-65, Nb-94, Ag-110m, Sb-124, Cs-134, Cs-137, Eu-152, Pb-210, Ra-226, Ra-228, Th-228, Th-230, Th-232, U-234, U-235, U-238, Np-237, Pu-239, Pu-240, Am-241, Cm-244	0.3
Co-58, Fe-59, Sr-90, Ru-106, In-111, I-131, Ir-192, Au-198, Po-210	3
Cr-51, Co-57, Tc-99m, I-123, I-125, I-129, Ce-144, Tl-201, Pu-241	30
C-14, P-32, Cl-36, Fe-55, Sr-89, Y-90, Tc-99, Cd-109	300
H-3, S-35, Ca-45, Ni-63, Pm-147	3000

2.7. Magnitudes usadas en protección radiológica.

En el capítulo 1, se presentaron los conceptos de física que nos permiten detectar y medir la radiación ionizante. En esta sección se presentan las magnitudes que tienen que ver con el efecto de la radiación en la materia. Las magnitudes dosimétricas proporcionan

la medida física del efecto potencial que ocurre cuando la radiación incide sobre la materia. Las básicas son:

2.7.1 Energía impartida.

La energía (ε) dada por la radiación ionizante a la materia en un volumen es:

$$\varepsilon = R_{in} - R_{sa} + \sum Q \quad (2.2)$$

donde R_{in} es la energía radiante que incide sobre el volumen, R_{sa} es la energía radiante que sale del volumen y $\sum Q$ es la suma de la energía de todas las cargas, de la energía de la masa en reposo de los núcleos y partículas elementales de cualquier transformación nuclear que ocurra dentro del volumen. Su unidad es el joule (J).

2.7.2 Dosis absorbida.

La dosis absorbida (D) es un concepto que relaciona la cantidad de energía que la radiación ionizante, de cualquier tipo, deposita en el volumen de una cantidad de materia. Es el cociente de $\bar{d\varepsilon}$ entre dm , donde $\bar{d\varepsilon}$ es la energía promedio impartida por la radiación ionizante a la materia de masa dm .

$$D = \frac{\bar{d\varepsilon}}{dm} \quad (2.3)$$

La unidad de dosis absorbida es $J\ kg^{-1}$. También se usa el gray (Gy), magnitud que se aplica a cualquier material; $1J\ kg^{-1} = 1Gy$.

2.7.3 Kerma.

La magnitud llamada kerma (K) es un acrónimo de la expresión “kinetic energy released in matter”, es decir, la energía cinética E_{tr} liberada por unidad de masa dm .

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad (2.4)$$

Su unidad es Jkg^{-1} . También se usa el gray (Gy), $1Jkg^{-1} = 1Gy$, magnitud que se aplica a materiales específicos: aire, agua, etc.

2.7.4 Exposición.

La exposición X, es la más antigua de las magnitudes fundamentales no estocásticas de la física radiológica. Es el cociente de dQ entre dm, donde el valor de dQ es el valor absoluto de la carga total de un signo de los iones liberados por los fotones de la radiación en la masa dm de aire.

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (2.5)$$

La unidad de exposición es el C kg⁻¹. También se usa la unidad roentgen (R), cuya equivalencia es 1R = 2.58 x 10⁻⁴ C kg⁻¹. Esta magnitud se aplica únicamente en la interacción de radiación electromagnética con aire [ICRU 1980].

2.8. Seguridad radiológica.

Desde el descubrimiento de los rayos X y la radiación natural se observó que la exposición a radiación ionizante en niveles altos produce daños biológicos en los tejidos del individuo irradiado. Por esta razón, es importante cuantificar el nivel de radiación, mediante una magnitud física que relacione la dosis absorbida y los efectos biológicos, a que están expuestas las personas que usan radiación ionizante.

2.8.1 Dosis equivalente.

La expresión para calcular la dosis equivalente (H_{T,R}) es

$$H_{T,R} = D_{T,R} w_R \quad (2.6)$$

donde D_{TR} es la dosis absorbida de la radiación de tipo R promediada sobre un tejido u órgano T, y w_R es el factor de ponderación de la radiación correspondiente a la radiación de tipo R [OIEA 1997]. La unidad de dosis equivalente es J kg⁻¹, llamado sievert (Sv). Esta magnitud sólo se aplica a los seres humanos y para valores de dosis cercanos a los límites establecidos.

El factor de ponderación de la radiación que se utiliza con fines de protección radiológica, tiene en cuenta la eficacia relativa de los diferentes tipos de la radiación para inducir efectos sobre la salud. En la siguiente tabla se presentan estos factores.

Tabla.3: Factores de ponderación por tipo de radiación [OIEA 1997].

Tipo e intervalo de energía de la radiación	w_R
Fotones de todas las energías	1
Electrones y muones de todas las energías	1
Neutrones de energía < 10 keV	5
" 10keV a 100 keV	10
" >100 keV a 2 MeV	20
" >2 MeV a 20 MeV	10
" 20 MeV	5
Protones, no de retroceso, > 2 MeV	5
Partículas alfa, fragmentos de fisión, núcleos pesados	20

Capítulo 3

El generador de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$ y su manejo.

Las fuentes radiactivas en forma líquida y abierta al ambiente pueden crear contaminación de personal y superficies en las áreas de trabajo cuando se manipulan de forma incorrecta. En este capítulo se presenta la técnica para usar bien fuentes líquidas abiertas.

3.1. Generalidades de la fuente $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$.

El equipo que se empleará es un generador de $^{137\text{m}}\text{Ba}$ que se obtiene a partir del decaimiento de ^{137}Cs .

El ^{137}Cs es un núclido radiactivo con una vida media de 30.1 años. El ^{137}Cs se transforma por emisión beta (94.6%) al estado meta-estable de $^{137\text{m}}\text{Ba}$. Este núclido radiactivo tiene una vida media de 2.6 min. El $^{137\text{m}}\text{Ba}$ se transforma por emisión gamma (662 keV) al núclido estable ^{137}Ba . El ^{137}Cs y el ^{137}Ba tienen la misma masa atómica pero el cesio tiene un número atómico de 55 y el bario un número atómico de 56. Como son diferentes elementos, tienen distintas propiedades químicas y se pueden separar por procesos químicos. La separación de ^{137}Cs y $^{137\text{m}}\text{Ba}$ se realiza por una solución química conocida como EDTA (ácido Etilén Diamino Tetra Acético), que tiene un pH específico de 9.0. El EDTA con PH 9.0 reacciona químicamente con el $^{137\text{m}}\text{Ba}$, pero no con el ^{137}Cs .

Durante la reacción y mediante una disolución adecuada, el $^{137\text{m}}\text{Ba}$ se separa del ^{137}Cs , con ayuda de un filtro se selecciona el paso de iones. Al sacar solución del generador, se tiene una mezcla líquida con $^{137\text{m}}\text{Ba}$, dentro del generador queda la solución más el ^{137}Cs [PASCO 2005].

Algunos de los experimentos que se pueden hacer con el generador de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$, se listan en la tabla 3.1. Cada experimento explora una aplicación diferente de la ciencia nuclear. El estudio de un núclido de vida corta como el $^{137\text{m}}\text{Ba}$ es de gran ayuda en la enseñanza y exploración de la ciencia nuclear. Cada experimento se puede realizar en una sesión de laboratorio de tres horas.

Tabla 3.1. Experimentos con el generador $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$, [OXFORD S/A].

EXPERIMENTO	USO DEL GENERADOR	OBJETIVO EXPERIMENTAL
Características de operación de un detector	Fuente abierta	Determinar el voltaje de operación de un detector de radiación
Distribución Normal o Poisson	Fuente sellada*	Investigar la estadística de medidas radiactivas
EDTA del generador	Fuente abierta	Determinar el valor del pH de la disolución para maximizar el rendimiento de $^{137\text{m}}\text{Ba}$
Vida media del $^{137\text{m}}\text{Ba}$	Fuente abierta	Determinar la vida media del $^{137\text{m}}\text{Ba}$
Equilibrio padre/hijo	Fuente abierta	Estudiar el equilibrio secular entre el padre y el hijo.

3.2. Columna del generador de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$.

El generador de núclido radiactivo es una columna de intercambio iónico que contiene 9×10^4 Bq (9 μCi) de ^{137}Cs y nunca debe dejarse secar. Esta cantidad de actividad está exenta de licencia para uso de fuentes radiactivas, sin embargo, requiere manipulación cuidadosa y almacenamiento todo el tiempo [NOM-039-NUCL-2003] y [OXFORD S/A].

- a). Cuando se trabaja con el generador de núclido radiactivo, es importante usar ropa anticontaminación. Se debe cumplir con los puntos de la parte 3.5 inciso c) durante todo el proceso y el inciso d) cuando se manipula la fuente radiactiva abierta.
- b). Se sugiere clasificar los materiales que se usarán, como se especifica en la parte 3.5 inciso h). La eficiencia del generador de núclido radiactivo, se afecta cuando dentro del depósito se usa una disolución diferente a la especificada para el generador, [OXFORD S/A].

* Una **fente radiactiva sellada o fuente sellada** es material radiactivo que está permanentemente encerrado en una cápsula o estrechamente envuelto y en forma sólida, [OIEA 1997].

- c). Preparación de la columna. Este proceso es muy simple y puede hacerse un día antes de usar la fuente de $^{137\text{m}}\text{Ba}$; la columna se usa para separar el $^{137\text{m}}\text{Ba}$ del ^{137}Cs . El generador viene en agua destilada dentro de un depósito cerrado, junto con dos recipientes cilíndricos y llave de paso. El depósito que contiene al generador tiene dos tapas, una grande en un extremo y otra pequeña en el otro extremo. Se coloca el depósito en posición vertical con la tapa pequeña hacia arriba; se quita la tapa pequeña. Se verifica con un Geiger Müller que no haya contaminación presente alrededor del orificio y en la tapa pequeña. Si existe contaminación, se hacen diferentes frotis alrededor del orificio y en el interior de la tapa. En este caso, el frotis se hace con toallas desechables húmedas. Se repiten los frotis hasta que la contaminación desaparece. Los desechos radiactivos se almacenan como se indica en la parte 3.5 inciso m).
- d). Se verifica que la llave de paso, proporcionada con el equipo, está en la posición de cerrado. Sobre el punto del orificio pequeño se coloca la llave de paso. Para fijar la llave, es suficiente con la presión que se le puede hacer con la mano. Verifique que no existe fuga de solución.
- e). Se invierte la posición del depósito. Se registra el volumen de la columna (nivel).



Fuente radiactiva ^{137}Cs
/ $^{137\text{m}}\text{Ba}$.

Figura 3.1: Columna del generador de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$.

- f). El paso que sigue es detener la columna firmemente en una mano, y usar el dedo pulgar en un movimiento hacia arriba, para retirar la tapa grande de la parte superior del depósito. Este paso puede ser difícil debido al vacío creado por la misma columna. Hay

que procurar no derramar líquido. Si se realizan con cuidado los movimientos, el líquido se queda dentro de la columna. Una vez realizado esto, se coloca la columna en un soporte universal, en una posición vertical, Figura 3.1.

- g). Dentro de un recipiente, que se pueda posteriormente tapar, se saca todo el líquido y se identifica como EDTA usado. Se llena la columna con 2 o 3ml de 0.1M EDTA (pH 9.0) y el volumen restante con agua destilada, hasta que el recipiente esté lleno.
- h). Se deja reposar la columna aproximadamente 24 horas, antes de sacar la solución que formará la fuente radiactiva líquida. Durante el reposo se efectúa la reacción que separa al cesio del bario, y dentro de la columna se tiene una solución rica en ^{137m}Ba . Por seguridad para usted y los demás, coloque la tapa grande del depósito sobrepuesta, durante el tiempo que la columna esté en reposo.
- i). Cada vez que se usa la columna del generador de $^{137}\text{Cs}/^{137m}\text{Ba}$, el volumen del líquido que se saca es igual al volumen que se colocará dentro de la columna con EDTA.

3.3. Procedimiento para separar el ^{137m}Ba del ^{137}Cs , [OXFORD S/A].

Este procedimiento se realiza después de que la columna se preparó y se ha dejado reposar por un tiempo adecuado. Es importante, desde el principio, cumplir con los incisos c) y d) de la sección 3.5.

- a.) Remover la tapa superior de la columna. Anotar el valor del volumen en ml para el nivel de EDTA. Esto se hace tomando directamente la lectura en la escala graduada que está sobre el depósito del generador.
- b.) Preparar el recipiente de acero inoxidable para capturar la solución, sobre la base de la fuente radiactiva. Colocar el recipiente (plancheta) directamente debajo de la columna con ayuda de una mesa elevadora. Ajustar la altura de la columna no más de dos a tres centímetros por arriba del recipiente, para evitar que salpique el líquido, Figura 3.2.
- c.) Girar la llave de paso a la posición de abierto (permite que al menos fluyan 2 ml de solución dentro del recipiente de acero inoxidable: se necesitan menos de 3 ml). Girar la llave de paso a la posición de cerrado inmediatamente después de que la cantidad correcta ha fluido.
- d.) Una vez terminados con éxito los incisos a), b) y c), se tiene preparada y lista para ser empleada la fuente radiactiva abierta (base-fuente radiactiva).

Fuente radiactiva. ←
 Recipiente de acero inoxidable. ←
 Base para la fuente. ←



Figura 3.2: Sistema para facilitar la obtención de la fuente radiactiva de ^{137m}Ba en forma líquida.

- e.) Para medir se empleará un contador Geiger Müller montado en una torreta con guía, que permite colocar la base más la fuente radiactiva a diferentes alturas. Se coloca la base más la fuente radiactiva en el primer escalón (más cercano al detector) de la guía. Se procede a realizar las medidas, Figura 3.3.
- f.) Se va a requerir de más solución radiactiva, se llena nuevamente la columna con solución EDTA hasta la marca del volumen lleno. Habrá que esperar el tiempo necesario para contar con una buena cantidad de ^{137m}Ba (ver sección 3.2 inciso h).
- g.) Para almacenar el generador de núclido radiactivo $^{137}\text{Cs}/^{137m}\text{Ba}$, es necesario sacar del depósito todo el EDTA (inciso g) sección 3.2) y colocar agua desionizada hasta la marca de volumen lleno. Se deja un volumen pequeño de aire (el mínimo que sea posible). Se tapa la columna y se almacena dentro de su paquete junto con los dos recipientes cilíndricos y llave de paso. El generador se puede almacenar por un tiempo muy largo. Antes de volver a usarlo hay que medir el pH del EDTA.
- h.) Deberá contarse con agua destilada ya que se emplea en todas las soluciones; y con agua desionizada que se usa cuando se almacenará el generador de núclido radiactivo $^{137}\text{Cs}/^{137m}\text{Ba}$. Este generador se puede usar muchas veces si se almacena correctamente.

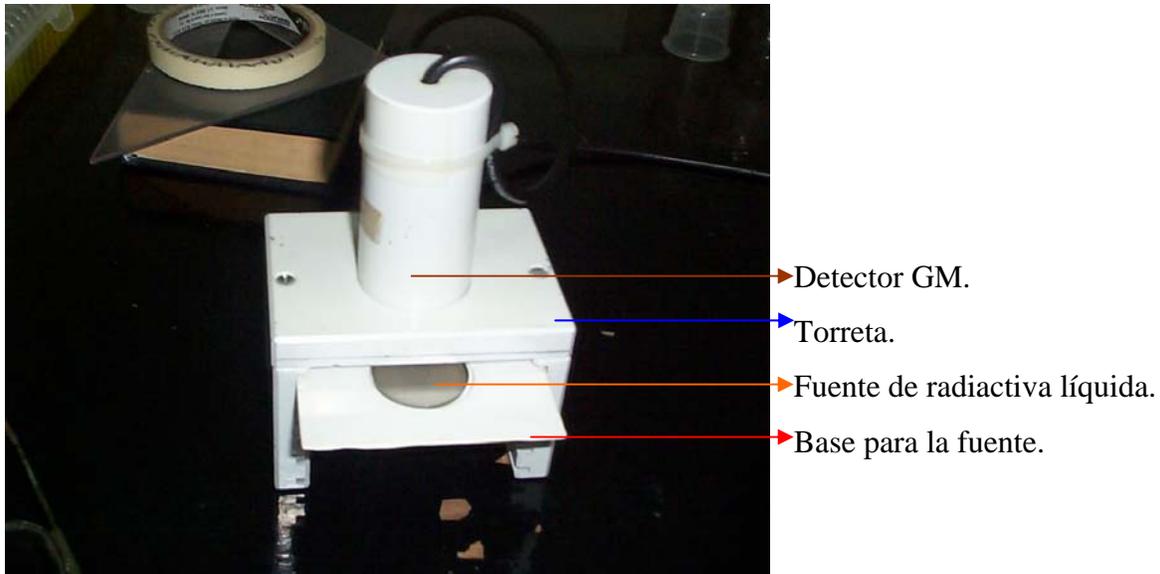


Figura 3. 3: Detector Geiger Muller (COTGM4) y base de colocación con recipiente de acero inoxidable lleno de la fuente líquida de ^{137m}Ba .

- i.) Evitar introducir materiales extraños dentro del generador, ya que pueden causar que el generador de núclido radiactivo se atasque y quede inutilizado.

Hasta aquí sólo se ha descrito el procedimiento de prepara la fuente radiactiva abierta. En el siguiente capítulo se describe el equipo que se usará para efectuar los diferentes experimentos.

3.4. Medidas de protección contra la irradiación interna.

Las medidas generales respecto a las fuentes abiertas son:

- a). Se deben tener procedimientos para la recepción y apertura de los bultos que contengan fuentes abiertas, [RGSR 1988, Artículo 82].
- b). Almacenar en recipientes cerrados, [RGSR 1988, Artículo 83].
- c). Cuando las fuentes no se usan, se almacenan los recipientes que las contengan, en sus respectivos contenedores, [RGSR 1988, Artículo 84].
- d). Rotular los recipientes y contenedores, empleando el símbolo de radiación, e indicando el tipo de núclido radiactivo, actividad, fecha, forma física y química de la fuente, fabricante o institución que calibra, [RGSR 1988, Artículo 85].

- e). Reemplazar y actualizan los rótulos en mal estado, [RGSR 1988, Artículo 86].
- f). Revisar los niveles de radiación y de contaminación en superficies de trabajo, equipo y vestuario de personal al término de cada jornada, [RGSR 1988, Artículo 87, NOM-008-NUCL-2003].
- g). Manejar las fuentes abiertas con equipos y accesorios que brinden protección adecuada, [RGSR 1988, Artículo 89].
- h). Evitar salpicaduras accidentales, acarreo de material radiactivo y extracción de su contenedor sin equipo adecuado, evitar la contaminación del contenedor.
- i). Evitar operaciones como evaporación, extracción con solventes, reacciones químicas, etc.
- j). Evitar la ruptura de aparatos, dispositivos y material de vidrio.
- k). Evitar fugas o fallas en los sistemas de ventilación, así como trabajar el material fuera de las campanas de extracción, celdas calientes y áreas diseñadas específicamente para la manipulación de las fuentes.

3.5. Protección personal contra radionúclidos.

Para proteger tu integridad y la de los demás, se evita la contaminación de muebles y zonas de trabajo. Las prácticas que se siguen cuando se usan núclidos radiactivos son:

- a). Se prepara una zona controlada dentro de una zona no controlada en el laboratorio donde se va a trabajar. Las zonas no controladas se mantienen limpias de material radiactivo. Las zonas controladas son restringidas para usar y manipular materiales radiactivos.
- b). No comer, beber, fumar, mascar chicle, o aplicarse cosméticos dentro de la zona controlada.
- c). Llevar siempre puesta una bata de laboratorio o un delantal, para trabajar dentro de la zona controlada.
- d). Usar guantes de hule, en buen estado, siempre que se trabaja con la fuente radiactiva en forma líquida y abierta al ambiente.
- e). Si se corta uno durante el experimento, dejar que la cortada sangre, friegala, y dejar de trabajar a menos que emplee doble guante de hule como protección.

- f). Preparar dos bolsas de polietileno. Una bolsa, se identifica para almacenar los desechos radiactivos. La otra bolsa se identifica como basura, para almacenar los desechos generales. La finalidad, de este punto, es controlar los desechos radiactivos.
- g). Las fuentes radiactivas en forma líquida, se manipulan sobre algún material absorbente y desechable colocado para proteger la mesa de laboratorio contra contaminación radiactiva. En nuestro caso, sobre la mesa de trabajo usamos un área (de 80 cm x 100 cm) que se cubrió de la siguiente manera: sobre la superficie de la mesa se pegó, con cinta adhesiva, una película de polietileno. Sobre el contorno interno del área de polietileno se colocó un marco de papel de aproximadamente de 5 cm de ancho, construido con hojas de papel de gaceta UNAM dobladas en 4 y fijadas al polietileno con cinta adhesiva. Una vez efectuado esto, se cubrió el área de interés con hojas de la Gaceta UNAM pegadas con cinta adhesiva, hasta tener un grosor de tres hojas (el papel de gaceta es similar al del periódico). Exclusivamente, sobre esta área se manipuló y usó el material radiactivo.
- h). Identificar con etiquetas adhesivas todas las sustancias que se usarán para evitar usar una sustancia por otra.
- i). Usar dos jeringas graduadas en ml para manipular líquidos. Una rotulada como líquidos radiactivos que se usa exclusivamente para manipular fuentes radiactivas líquidas, y líquidos que están o estuvieron en contacto con material radiactivo. La otra jeringa sin rotular se usará para manipular líquidos no radiactivos como: agua destilada, agua desionizada, EDTA, etc.
- j). Recuerde que antes de usar fuentes radiactivas se debe registrar la medida de fondo de radiación natural. Se debe emplear un monitor de área calibrado en unidades de Bq/cm^2 .
- k). Evita derramar la fuente radiactiva líquida. El trabajo debe realizarse sobre el área empapelada de la mesa de laboratorio, mas no sobre los zapatos y vestimenta.
- l). Una vez que se tiene preparada la fuente radiactiva en estado líquido y abierta, se inserta ésta dentro de la guía del detector. Evitar contaminar la guía. Iniciar la rapidez de conteo de la emisión de la fuente de radiación ionizante.
- m). Si hay derrame de la fuente radiactiva, en este caso particular, el líquido se junta con toallas de papel y el área contaminada se friega con jabón y agua. Esta área se seca

con toallas de papel desechable. Todas las toallas usadas en el proceso de limpieza se colocan dentro de la bolsa de polietileno para desechos radiactivos. La limpieza se repite, hasta que el resultado del monitoreo de la superficie contaminada es del orden de la medida del fondo natural.

- n). Se debe lavar la contaminación de zapatos con un cepillo medio duro. Con mucho cuidado mantener lejos las manos y cuerpo de líquidos contaminados durante el proceso de limpieza; esto es fácil cuando se cumplen los incisos c) y d).
- o). Las fuentes radiactivas en forma líquida, después de haber sido empleados, deben almacenarse en un frasco cerrado. Cuando la fuente radiactiva decae completamente, este líquido, es EDTA que se puede volver a utilizar si se le ajusta el pH adecuado.
- p). Es responsabilidad del profesor estar al pendiente de cualquier incidente que ocurra durante sus horas de clase. Deberá entregar un reporte al ESR, de todo derrame radiactivo u otro accidente. Deberá entregar al ESR del laboratorio, los desechos radiactivos, con el respectivo informe de uso y manejo. El ESR deberá verificar, antes de tirar los desechos radiactivos a la basura, que han decaído completamente o que su nivel de radiación es inferior al límite establecido en la tabla 2, de la sección 2.6.2 del capítulo 2. Para el caso del $^{137\text{m}}\text{Ba}$ son suficientes 30 minutos, por seguridad espere 24 h y después mida el nivel de contaminación y determine que hacer con los desechos radiactivos.
- q). Lavar dentro de una tarja destinada exclusivamente para material contaminado con radiación dicho material: jeringas, recipientes, cilindros de acero inoxidable (planchetas) y matraces. Fregar perfectamente con jabón y agua cada uno de los materiales.
- r). Usar toallas de papel desechable para secar el material después de haberse lavado.
- s). Limpiar y monitorear directamente el equipo y área utilizados en el trabajo experimental. Determinar si existe contaminación o no, y reportar el resultado.
- t). Para tirar desechos radiactivos líquidos, primero se almacenan en recipientes cerrados de vidrio hasta que han decaído completamente, o se verifica que el nivel de contaminación de éstos es menor al establecido en el capítulo 2, tabla 1 de la sección 2.5.6. Después, se desechan directamente por el lavabo, o también, se vierten directamente dentro del desagüé.

- u). Lavarse las manos bien antes de salir del laboratorio, y después de cada contacto con material radiactivo.

Capítulo 4

Equipo experimental.

En este capítulo se presenta una descripción general de los equipos utilizados en el desarrollo de este trabajo.

4.1. Dosímetro personal.

Es un instrumento o dispositivo para medir la dosis equivalente acumulada, que ha recibido una persona, en un intervalo de tiempo. Puede ser de lectura directa o de lectura indirecta. Por ejemplo: el dosímetro de lectura directa se sujeta a la ropa o al cuerpo de una persona. Tiene integrado un sistema de medición el cual marca el valor acumulado, desde que se carga eléctricamente hasta el momento en que se hace la lectura, en las unidades que esté caracterizado, Figura 4.1.



Figura 4. 1: Dosímetros de lectura directa.

4.2. Detectores. [KNOLL 2000] y [TSULFANIDIS 1983]

La función del detector es registrar, de alguna manera, el paso de la radiación a través de él. Se produce algún tipo de señal para cada partícula que entra al volumen sensible de éste y se trata de registrar. Cada detector se basa en los principios de la interacción de la radiación con la materia. La siguiente es una lista de algunos detectores.

- a). Contadores llenos de gas (proporcionales, contador Geiger Müller).

- b). Detectores de centelleo (NaI(Tl)).
- c). Detectores semiconductores (detector de germanio).
- d). Cámaras de chispa.
- e). Cámaras de burbuja.
- f). Placas fotográficas.
- g). Detectores termoluminiscentes (TLDs).
- h). Detectores de neutrones.
- i). Calorímetros.

En el presente trabajo se emplearon un contador Geiger Müller y un detector de germanio hiperpuro.

4.2.1 Detector Geiger Müller.

La Figura 4.2 muestra la construcción de un tubo Geiger Müller (GM). Cuando la radiación (alfa, beta o gamma) pasa a través del gas en el tubo, los electrones se desprenden de los átomos del gas y se producen electrones libres e iones positivos. Ambos tipos de partículas llevan carga que se mueve bajo la influencia del campo eléctrico aplicado. Su movimiento induce una corriente en los electrodos. Por medio de electrónica apropiada, la carga producida por la radiación se transforma en un pulso, el cual se registra individualmente.

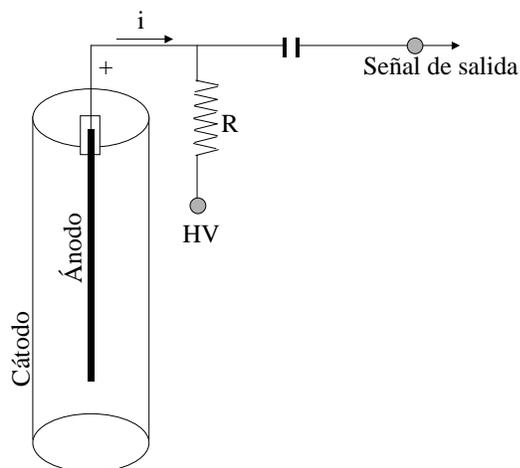


Figura 4. 2: Detector Geiger Müller y conexión básica.

En el umbral de la región de descarga del Geiger, el campo eléctrico interior del contador es tan fuerte que un simple par ion electrón generado en la cámara es suficiente

para iniciar una avalancha de pares ion electrón. Esta avalancha produce una señal fuerte con forma y altura independiente de la ionización primaria y el tipo de partícula. Esta región se llama región del Geiger-Müller.

4.2.2 Detector de germanio.

Estos detectores son diodos semiconductores que tiene una estructura p-i-n en la cual la región i es sensible a la radiación ionizante, particularmente a los rayos X y rayos gamma. Cuando se aplica un campo eléctrico, el cual se extiende a través de la región reducida i, los fotones interactúan con el material dentro del volumen intrínseco del detector. Se producen cargas (agujeros y electrones) que son llevadas por el campo eléctrico a los electrodos p y n. Estas cargas son proporcionales a la energía depositada en el detector por los fotones entrantes, y se convierte en un pulso de voltaje mediante un preamplificador.

Como el germanio tiene una banda pequeña de huecos, el detector se enfría para reducir la generación térmica de la corriente a un nivel aceptable. Si no se hace esto, la corriente que escapa induce ruido el cual afecta la resolución de energía del detector. El nitrógeno líquido, el cual tiene una temperatura de 77 K, es el medio para enfriar tal detector. El detector está montado en una cámara de vacío sujeto a un contenedor LN₂. La superficie sensible del detector está así protegida de humedad y otros contaminantes, [CANBERRA 2001].

4.3. El preamplificador.

El pulso primario del preamplificador provee una cuenta optimizada entre la salida del detector y las demás unidades del sistema de conteo. El preamplificador es necesario para minimizar cualquier fuente de ruido que pueda cambiar la señal.

La señal que sale del detector (en nuestro caso hablamos del detector de germanio que usa un preamplificador) es muy débil, del orden de mV. La señal se transmite al amplificador del sistema de conteo. La transmisión de cualquier señal por medio de un cable de longitud grande la atenúa; es débil en la salida del detector y se podría perder en el ruido eléctrico que acompaña a la transmisión. Esto se evita colocado el preamplificador tan cerca al detector como sea posible. El preamplificador forma la señal y reduce su atenuación al igualar la impedancia del detector con la del

amplificador. A través del preamplificador, la señal se transmite segura al amplificador, el cual puede estar localizado a una distancia considerable. Algunos preamplificadores amplifican la señal, su función principal es proveer el ajuste electrónico entre la salida del detector y la entrada del amplificador. Un ejemplo se ve en la Figura 4.3.

Figura 4.3 Fotografía de un pre-amplificador.



4.4. Concepto de NIM.

Uno de los estándares internacionales que alberga módulos de electrónica nuclear es el módulo de instrumentos nucleares (NIM), Figura 4.4. Este sistema se desarrolló para reducir el espacio que ocupan los diferentes instrumentos electrónicos.

4.4.1 Fuente de alto voltaje.

La fuente de alto voltaje proporciona un voltaje positivo o negativo necesario para la operación del detector, Figura 4.4 a). En la Tabla 4.1 se presenta una guía de voltaje de operación, (ver experimento de voltaje de operación de un detector).

Tabla. 4.1: Intervalo de operación de diferentes detectores.

Detector	Voltaje de operación, HV, (V)
Detector proporcional	$500 < HV < 1500$
Detector GM	$400 < HV < 2400$
Detectores semiconductores (barrera superficial)	$-100 < HV < 100$
Detectores de centelleo	$500 < HV < 3000$
Detector de germanio	3500



Figura 4.4. Fotografía de la configuración de un NIM. De izquierda a derecha: a) fuente de alto voltaje, b) amplificador, c) contador, d) medidor de tiempo.

4.4.2 El amplificador.

La unidad principal de amplificación de la señal es el amplificador. Incrementa la señal 1000 veces o más. Los amplificadores comerciales modernos producen una señal máxima 10 V. Cuando se busca medir la energía de las partículas, se debe tener presente la siguiente regla:

- a) Antes de medir cualquier energía de partículas, el pulso de la señal más alto del espectro a medir debe ser menor que 10 V en la salida del amplificador.

La función del amplificador es convertir la señal de salida del preamplificador a una forma adecuada para la medida deseada. La Figura 4.4 b) es una fotografía de un amplificador típico.

4.4.3 Contador y medidor de tiempo.

Son dos módulos que se conectan entre si, para su encendido y apagado sincronizado. Registran la acumulación de cuentas en un tiempo determinado, Figuras 4.4 c) y 4.4 d).

4.5. Sistemas de conteo.

Los sistemas de conteo que se usan para medir la radiación se clasifican en dos tipos, de acuerdo con el método de operación:

- Sistemas tipo de pulso. La salida consiste de pulsos de voltaje, un pulso por partícula detectada.
- Sistemas tipo de corriente. La salida es un valor promedio, resultado de la detección de muchas partículas.

Un sistema básico tipo pulso está formado de instrumentos como se muestra en las Figuras, 4.5. y 4.6. Un sistema tipo de corriente, por ejemplo: un electrómetro o un dosímetro para teleterapia, son más simples que un sistema de tipo de pulso.

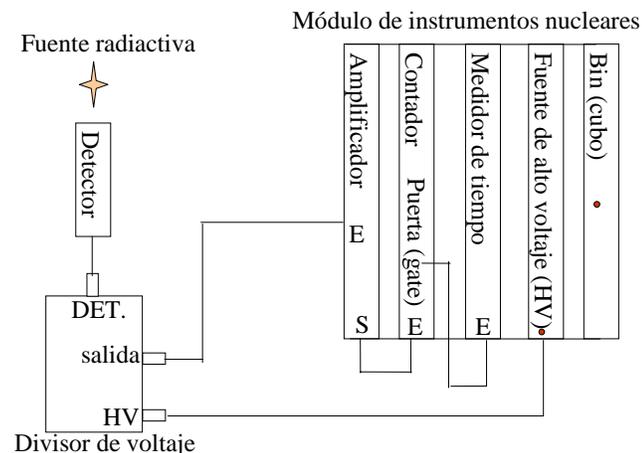


Figura 4.5. Diagrama para los experimentos con un Geiger Müller, (GM). Este es un sistema de detección tipo pulsos, donde E es la entrada de la señal, S es la salida de la señal y HV es alto voltaje.

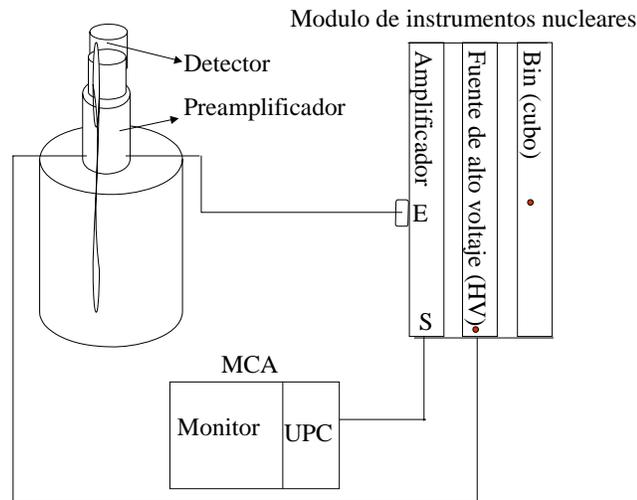


Figura 4.6: Diagrama para espectroscopia con el detector de germanio. MCA es un analizador multicanal emulado por tarjeta conectada a una computadora personal.

4.6. Interfaz RS-232C.

El “GM EXPERIMENTER” (GMX) es una interfaz que se diseñó como herramienta de apoyo para un laboratorio de docencia en el área de ciencia nuclear. La GMX no requiere conectarse a una computadora muy moderna. Los experimentos que se pueden desarrollar son básicos en muchos programas de Ciencia Nuclear.

La interfaz es una caja metálica que contiene una fuente de alto voltaje y la electrónica necesaria para que la señal que llega del detector sea reconocida por la computadora. Se conecta a un detector Geiger Müller [OXFORD S/A, NGMX/SPCMT00F00].



Figura 4. 7: “GMx Experimenter” (caja metálica en el ángulo superior izquierdo en la fotografía).

Capítulo 5

Desarrollo experimental.

En la trayectoria para llegar al protocolo, se desarrolló una serie de experimentos que permiten aplicar los conceptos básicos de: física atómica, física nuclear y seguridad radiológica. Para cada uno de ellos se prepara la columna y se usa la fuente radiactiva abierta de ^{137m}Ba .

5.1. Caracterización de un detector Geiger Müller.

PROPÓSITO.

El objetivo de este experimento es investigar la variación de la rapidez de conteo en función del voltaje aplicado a un detector Geiger Müller, (GM). Se grafica y se observa el comportamiento de la función. También se mide el tiempo de resolución del detector y su circuito electrónico asociado, el nivel de radiación de fondo natural para el lugar en que se realizan los experimentos y la forma geométrica particular de la medición.

TEORÍA.

La construcción de un tubo GM se muestra en la Figura 4.2. El electrodo cilíndrico (cátodo) se fabrica de metal o de vidrio con una capa conductora. El electrodo eje (ánodo) se fabrica de tungsteno o acero inoxidable. Tiene una ventana delgada, usualmente de mica para admitir partículas penetrantes. El tubo está lleno con una mezcla de gas, usualmente un gas noble que contiene una cantidad pequeña de vapor orgánico o halógeno.

El detector GM que se usó (CONTGM-4), tiene la ventana de mica con un diámetro de 1.16 cm y espesor de 2.3 mg/cm^2 , adecuado para detectar alfas, betas, rayos gamma y rayos X. El tubo GM tiene gas de halógeno. Su vida útil es de 5×10^{10} cuentas y su voltaje de operación, según el fabricante, de 400 V.

Para la construcción de la meseta.

Si se emplean los módulos de instrumentos nucleares. Se recomienda el siguiente orden de pasos por seguir:

a). Conectar el detector al instrumento como se indica en la Figura 4.5.

- b). Colocar una fuente radiactiva en la segunda ranura (contando de arriba hacia abajo) frente del detector, usando la torreta (base) que soporta la fuente.
- c). Variar el valor del voltaje del detector, y para cada valor de voltaje se registra la lectura de la rapidez de conteo.
- d). Hacer una gráfica de voltaje contra rapidez de conteo. Al intervalo en el cual el valor de la rapidez de conteo es constante con la variación del voltaje, se le llama meseta de operación del detector.
- e). El punto de operación del detector se fija a la mitad de la “meseta”.

NOTA: Si se usa el sistema de conteo con la interfaz, ver Figura 5.1.1, se usa el procedimiento específico del manual [OXFORD S/A, NGMX/SPCMT00F00]. Aquí se corre el programa “Plotting a Geiger Plateau”. El experimento se realiza bajo dos modalidades, que son:

- f). Usando una fuente radiactiva de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$,
- g). Usando una fuente radiactiva abierta de $^{137\text{m}}\text{Ba}$.



Interfaz

Geiger Müller, (GM)

Figura 5.1. 1. Fotografía del equipo utilizado para hacer medidas con el GM, interfaz y PC.

Medida del fondo natural de radiación.

Después de fijar el voltaje de operación del GM, se mide el valor de la radiación del ambiente, o sea, se cuentan las partículas que llegan al GM en un tiempo determinado. Se toman las series de medidas, como sigue:

- a). Una medida.
- b). Se realizan 10 medidas sucesivas sin parar. Las medidas se hacen con el módulo de instrumentos nucleares.
- c). Se hace una serie de medidas, con la interfaz utilizando el programa “Half Life”.

Con la finalidad de iniciar el conocimiento de cómo responde el GM, se sugiere hacer un registro de las medidas de fondo natural en un lugar determinado. Estos valores serán en el futuro el valor recomendado de medida del fondo natural para este equipo en ese lugar.

Si en algún momento durante el desarrollo de los diferentes experimentos, se obtiene un valor mayor de fondo natural, puede deberse a: contaminación radiactiva del equipo, los valores para optimizar el funcionamiento del equipo han cambiado, el equipo está fallado. Precaución: no prosiga el experimento hasta corregir esta situación.

Tiempo Muerto.

El tiempo muerto de un detector, se define como el tiempo mínimo en que puede registrar dos partículas sucesivas cuando llegan a él y producen dos pulsos diferentes.

Si τ es el tiempo muerto del sistema y g es la rapidez de conteo registrada, la fracción de tiempo durante la cual el sistema está insensible es $g\tau$. Si n es la rapidez de conteo verdadero, el número de cuentas perdidas es $n(g\tau)$. Entonces,

$$n = g + n(g\tau) \quad (5.1.1)$$

y

$$n = \frac{g}{1 - g\tau} \quad (5.1.2)$$

La ecuación 5.1.2 corrige la rapidez de conteo registrada de la pérdida de cuentas debido al tiempo muerto.

Hay varios métodos para medir el tiempo muerto de un detector, como son empleando dos fuentes radiactivas o midiendo directamente en un osciloscopio. En este trabajo se empleó este segundo método.

5.2. Conteo de partículas.

Cuando se hacen experimentos del conteo de partículas que emiten los materiales radiactivos, es necesario determinar el valor más representativo de la muestra y su precisión estadística, esto permite caracterizar este fenómeno y reportarlo adecuadamente.

PROPÓSITO.

La finalidad de este experimento es estudiar la fluctuación del conteo de partículas, en el tiempo, de la rapidez de desintegración de una fuente radiactiva, cuya vida media es muy grande comparada con el tiempo de realización del experimento.

TEORÍA.

El valor de la media de una cantidad determinada experimentalmente por una muestra de n valores se obtiene de la expresión [JOHNSON 2001]

$$\bar{x} = \langle x \rangle = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n x_i \quad (5.2.1)$$

La media experimental, \bar{x} , en general difiere de la media verdadera, \mathbf{m} , de la distribución.

Sin embargo \bar{x} se puede considerar como una estimación de \mathbf{m} .

$$\bar{x} \cong m \quad (5.2.2)$$

Esta aproximación es válida para un número n grande de valores, en el caso en que todos los errores en determinar x son hechos al azar. La desviación estándar se obtiene como:

$$s = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2} \quad (5.2.3)$$

En el caso de una muestra agrupada, el promedio de x_i es

$$\bar{x} = \sum_{i=1}^n x_i \bar{f}(x_i) \quad (5.2.4)$$

donde $\bar{f}(x_i)$ es la frecuencia relativa; y la desviación estándar es

$$s = \sqrt{\frac{n}{(n-1)} \sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2 f(x_i)} \quad (5.2.5)$$

El error estadístico al medir \bar{x} en medidas de radiación es

$$\delta \bar{x} = \frac{s}{\bar{x}} = \frac{1}{\sqrt{\bar{x}}} \quad (5.2.6)$$

El resultado se expresa como:

$$\bar{x} \pm \delta \bar{x} \% \quad (5.2.7)$$

donde $\delta \bar{x} \% = (\delta \bar{x})100$

PROCEDIMIENTO.

Con la fuente radiactiva frente al detector CONTGM-4 y la electrónica adecuada, se registra el número de cuentas que ocurren en un intervalo t . Se repite n veces el registro del número de cuentas y se encuentra la media para el número de cuentas con las ecuaciones 5.2.1 y 5.2.4. Se calcula la desviación estándar de la distribución de cuentas por intervalo de tiempo, usando las ecuaciones 5.2.3 y 5.2.5 y se comparan los resultados. Se encuentra el error estadístico con la ecuación 5.2.6 y se reporta dándole la forma de la ecuación 5.2.7.

Hasta este punto del trabajo, sólo se ha sugerido el empleo de la fuente abierta de ^{137m}Ba para encontrar el voltaje de operación del detector GM. Este sería el caso si no se cuenta con una fuente sellada con vida media grande.

Una vez que se ha preparado la fuente abierta de ^{137m}Ba , el primer experimento que se propone es la obtención de su vida media, el cual se combina con la medición del fondo para estudiar la pureza radioquímica del ^{137m}Ba . Esta segunda parte está directamente relacionada con la seguridad radiológica.

El concepto de equilibrio secular se estudió midiendo la razón de crecimiento de ^{137m}Ba en el generador hasta el punto de equilibrio con el padre radiactivo. También se obtuvo el espectro de la solución extraída del generador para identificar el radionúclido formado.

Se concluye el capítulo con el desarrolló de una serie de experimentos relacionados con la seguridad radiológica que consistió en un estudio de la razón de conteo en función del pH de la solución EDTA suministrada al generador.

5.3. Vida media y pureza radioquímica.

Dentro de los parámetros físicos que caracterizan a una sustancia radiactiva se encuentra la vida media (Capítulo 1, Sección 1.1). El valor determinado servirá para ratificar la identidad de un radionúclido, o para ayudar a la identidad de los elementos presentes en una muestra radiactiva desconocida.

PROPÓSITO.

La finalidad de este experimento es medir la vida media, $T_{1/2}$, de una muestra radiactiva de ^{137m}Ba .

TEORÍA.

El decaimiento radiactivo es un fenómeno cuya naturaleza es al azar (ver sección 5.2), es decir, es un proceso estadístico, en el cual el número de núcleos que sufren una transformación en el intervalo dt es proporcional a dt y al número de núcleos presentes. Si $N(t)$ es el número de núcleos radiactivos en el tiempo t y $-dN$ es el número de núcleos que decae en el tiempo dt , (el signo menos es porque N decrece), tenemos que

$$-dN = \lambda N dt. \quad (5.3.1)$$

la solución de esta ecuación es

$$N = N_0 e^{-\lambda t}, \quad (5.3.2)$$

donde N_0 es el número de núcleos en el tiempo $t = 0$. La rapidez de desintegración se obtiene por la ecuación 1.1, que escribimos como

$$A = -\frac{dN}{dt} = \lambda N(t) = \lambda N_0 e^{-\lambda t} = A_0 e^{-\lambda t}. \quad (5.3.3)$$

Ambos, el número de núcleos y la rapidez de decaimiento, decrecen exponencialmente con el tiempo.

Se calcula el tiempo de vida promedio, τ , usando la ecuación 5.3.2. El número de núcleos con tiempo de vida entre t y $t+dt$ es el número que decae en dt , el cual es $\lambda N dt$; así la fracción con tiempo de vida en dt es

$$f(t) = \frac{\lambda N dt}{N_0} = \lambda e^{-\lambda t} dt \quad (5.3.4)$$

Usando esta función de distribución, el tiempo de vida promedio es

$$\tau = \int_0^{\infty} t f(t) dt = \int_0^{\infty} t \lambda e^{-\lambda t} dt = \frac{1}{\lambda} \quad (5.3.5)$$

PROCEDIMIENTO.

Se determina el número de cuentas de fondo natural de radiación con el detector en la geometría de medición; esto puede hacerse por observación del número de cuentas recolectadas con un simulador de fuente radiactiva en la posición del núclido radiactivo, o sin fuente radiactiva. La cantidad de cuentas puede ser suficientemente grande para estabilizar la rapidez de fondo con una buena precisión estadística. Luego se coloca la fuente en una posición fija con respecto al contador GM y se hace el conteo por un tiempo t .

Se traza una gráfica con el número de cuentas debidas a la fuente radiactiva como función del tiempo. Se halla la vida media, y la constante de decaimiento de la fuente.

5.4. Equilibrio secular.

Cuando se transforma un radionúclido, llamado núcleo padre (P), hay una disminución de su población y al mismo tiempo un crecimiento de un núcleo producto, llamado núcleo hija (H). Si la hija es también un radionúclido, se transforma y la ley de decaimiento radiactivo toma una forma diferente a la de la ecuación 5.3.2. Cuando se igualan las actividades se está en la condición de equilibrio secular.

PROPÓSITO.

Medir el equilibrio secular entre ^{137}Cs y $^{137\text{m}}\text{Ba}$.

TEORÍA.

El ^{137}Cs se transforma en $^{137\text{m}}\text{Ba}$ a través de la emisión de una partícula β . De acuerdo a la ecuación 5.3.2., al tiempo t el número de núcleos de ^{137}Cs (núcleo padre) es $N_P = (N_0 e^{-\lambda t})_P$. Esto quiere decir que se han transformado $N_0 - N_P = N_H$ núcleos de ^{137}Cs , que será igual al número de núcleos de $^{137\text{m}}\text{Ba}$ (núcleo hija). Como el $^{137\text{m}}\text{Ba}$ también es inestable tiene su propia constante de decaimiento λ_H . Debe entonces reconsiderarse la razón de cambio de N_H . En este caso se cumple la ecuación

$$N_H = \lambda_P N_0 \frac{(e^{-\lambda_H t} - e^{-\lambda_P t})}{\lambda_P - \lambda_H} \quad (5.4.1)$$

En el caso en el que $\lambda_P \ll \lambda_H$, como es nuestro caso, después de un tiempo grande la actividad del padre es igual a la de la hija, esto es $(N\lambda)_P = (N\lambda)_H$. Esta condición se llama equilibrio secular y establece que después de un tiempo t , la rapidez de crecimiento de la hija es igual a su rapidez de decaimiento.

PROCEDIMIENTO.

Se vacía la columna del generador y se hacen dos tipos de mediciones. Por un lado se obtiene el número de cuentas directamente del generador para observar el crecimiento de $^{137\text{m}}\text{Ba}$. Por el otro, se obtiene la vida media de la solución extraída de la columna.

5.5. Espectroscopía.

Es el estudio de la distribución de la intensidad de una onda, acústica o electromagnética, o de un haz de partículas en función de la frecuencia o de la energía. En particular, la espectroscopia nuclear es el estudio de la distribución en energía de las radiaciones electromagnéticas y de las partículas emitidas por núclidos en una transformación. Así se tiene un sistema que permite identificar los elementos presentes en una muestra radiactiva.

La fuente radiactiva de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$ fue comprada en el año de 1992. Al revisar el bulto de almacenaje se encontró que su embalaje estaba abierto, por muchos años estuvo en resguardo dentro del Laboratorio de Física Moderna, y no existe registro del uso de esta

fuelle. Por tal motivo se tomó la decisión de obtener el espectro y verificar que efectivamente se preparó ^{137m}Ba , sin contaminación.

OBJETIVO.

Obtener el espectro de energía de la muestra radiactiva de ^{137m}Ba .

TEORÍA.

La mayoría de los núclidos que sufren una transformación nuclear, en alguna parte del proceso emiten radiación gamma. Las energías de estas emisiones son características del radionúclido en estudio, de ahí la importancia de identificarlos.

El desarrollo de equipos como un analizador multicanal, permite obtener un espectro en energía de un material radiactivo. Los detectores que deben emplearse son aquellos en los que el pulso que se produce es proporcional a la energía de las partículas o radiación incidente.

PROCEDIMIENTO.

- a. Calibrar el analizador multicanal utilizado los espectros de varias fuentes radiactivas.
- b. Verificar la identidad del ^{137m}Ba .

5.6. Producción de ^{137m}Ba .

Un aspecto importante sobre el generador es el hecho de que se recomienda utilizar un EDTA con un pH 9.0. Surge entonces la pregunta, ¿qué pasa si se usa un pH diferente? ¿Cómo se afecta la producción de ^{137m}Ba con el pH? ¿Qué hay de la seguridad radiológica? Para responder estas preguntas se plantea el siguiente desarrollo.

PROPÓSITO.

Estudio de la rapidez de conteo de ^{137m}Ba en función del pH de la solución EDTA aplicada al generador.

TEORÍA.

El EDTA (ácido Etilén Diamino Tetra Acético) con fórmula química $C_{10}H_{16}N_2O_8$, es una solución química que interacciona con el núclido hijo (^{137m}Ba), pero no con el núclido padre (^{137}Cs). La solución se lleva a diferentes pH's usando sosa o ácido clorhídrico.

PROCEDIMIENTO.

Para un mismo EDTA, se preparan soluciones con diferente (pH). Para cada una de estas soluciones: se prepara la columna y se deja crecer el ^{137m}Ba por 1 hora; se extrae la solución rica en ^{137m}Ba (2 a 3 ml) y se registra el número de cuentas emitidas por el radionúclido. Se repite el experimento sacando ^{137m}Ba hasta agotar la solución dentro de la columna (3 a 4 veces). Se calcula el valor promedio del conteo y se grafica. Se miden las pérdidas radiactivas generadas para determinar en qué momento en la solución sale $^{137m}\text{Ba}+^{137}\text{Cs}$ y se grafica. Las medidas del pH se hicieron utilizando un medidor marca Conductronic, modelo PH 10.

Para evitar que el pH del EDTA influya en las medidas del siguiente pH, se debe iniciar con el EDTA que tenga el valor de pH más bajo, luego repetir el experimento a valores cada vez más grandes de pH.

Capítulo 6. Resultados, análisis y conclusiones.

6.1. De la caracterización del Geiger Müller.

a.) Se determinó el **voltaje de operación**, el cual se empleó en todos los experimentos realizados.

Los resultados que se presentan en la Figura 6.1.1, se obtuvieron con un sistema de conteo tipo NIM usando una fuente sellada, y los de la figura 6.1.2 se obtuvieron con el sistema de conteo de interfaz PC y la fuente líquida abierta. Hay que notar que en esta última gráfica se observa el comportamiento de decaimiento de la fuente. Sin embargo, puede determinarse el voltaje de operación en la parte lineal.

El sistema de conteo interfaz PC es un sistema de conteo sencillo y fácil de usar, comparado con el NIM.

De acuerdo con la definición de la sección 5.1, inciso d), sobre la construcción de la meseta, la rapidez de conteo, R , como función del voltaje de operación (V) es una constante, k , a esta región se le denomina meseta de operación del detector.

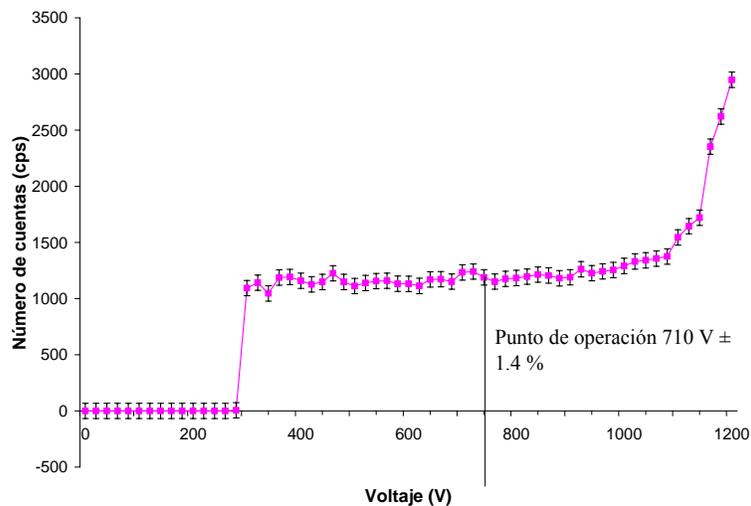


Figura 6.1. 1. Comportamiento de la rapidez de conteo como función del voltaje de operación aplicado al detector CONTGM-4, aquí se usó la fuente radiactiva sellada $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$. El error porcentual del punto de operación es $\delta V (\%) = |\delta V/V|100 = (10/710)100 = 1.4 \%$ y dado que $R(V) = 6.83V + 1065.9$, $\delta R(V) = (|dR/dV|\delta V) = 68.3 \text{ cps}$.

Los resultados de las Figuras 6.1.1 y 6.1.2, no cumplen con la definición de meseta, sin embargo, ambas figuras tienen un intervalo en que se comportan aproximadamente como una función lineal, es decir $R(V) = mV + b$, con la pendiente m positiva o negativa, para un intervalo de valores de V . Esta relación lineal está de acuerdo con las características que especifican los fabricantes, quienes le asocian un error a la pendiente. Se elige este intervalo como **intervalo análogo a la meseta**. Se elige el punto de operación a la mitad del intervalo.

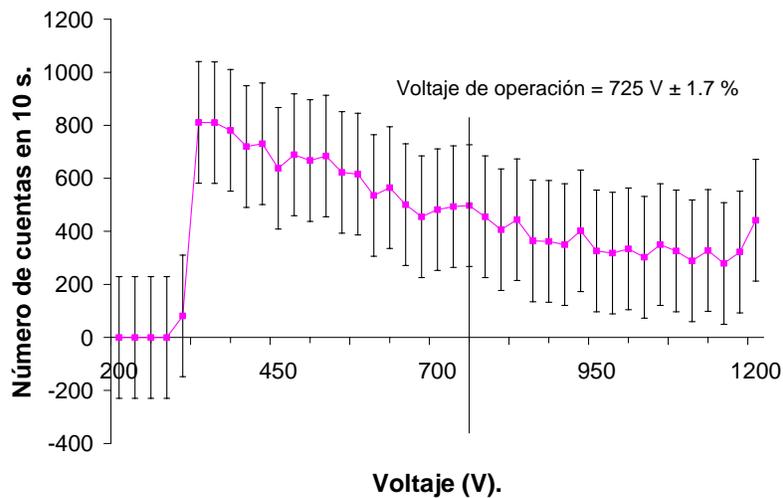


Figura 6.1. 2. Comportamiento de la rapidez de conteo como función del voltaje de operación aplicado al detector CONTGM-4, aquí se usó la fuente radiactiva abierta de ^{137m}Ba . El error porcentual del punto de operación es $\delta V (\%) = (\delta V/V)100 = (12.5/725)100 = 1.7 \%$. Y como $R(V) = -18.35V + 804.9$, entonces $\delta R(V) = (|dR/dV|\delta V) = 229.4 \text{ cp}10\text{s}$

Tabla 6.1. Resultados obtenidos y el reportado por el fabricante.

	Longitud del intervalo lineal (V)	Voltaje de operación (V)
NIM	820	$710 \pm 1.4 \%$
Interfaz	800	$725 \pm 1.7 \%$
Fabricante	200	400

El valor del voltaje de operación de 400V que indica el fabricante es 1.78 veces más pequeño que el valor medido de 710V, y 1.81 veces más pequeño que el valor medido de 725V para el detector CONTGM-4. Este hecho puede deberse a que el contador tiene mucho tiempo de uso y han cambiado sus condiciones iniciales.

La longitud de la meseta de 820V es 4.1 veces más grande que el valor de la longitud del intervalo de operación reportado por el fabricante de 200V.

Directamente de los valores obtenidos experimentalmente, es claro, que se refieren al mismo punto de operación. La variación se debe a los valores escogidos de inicio y término de la región donde se cumple que $R(V) = mV + b$.

Los resultados obtenidos con la fuente líquida abierta presentan una caída en el número de cuentas, Figura 6.1.2. Esto se debe a que la fuente radiactiva decae rápidamente y se suma a la variación de $R(V)$. Sin embargo, la gráfica no cae indefinidamente, llega un momento en que el número de cuentas crece. En ella se determina perfectamente el voltaje de operación del detector. Se procede igual que en el primer caso, se considera el punto medio de la región entre los hombros de la gráfica.

b.) Los resultados de la **radiación de fondo natural** dentro del laboratorio de física moderna, con el sistema de conteo NIM, son:

- Para una medida es de 8 cuentas/10s.
- Para 10 medidas los resultados se presentan en la Figura 6.1.3.
- Con el sistema de conteo de la interfaz PC y programa “Half Life”, el resultado de medir el fondo de radiación se presenta en la Figura 6.1.4.

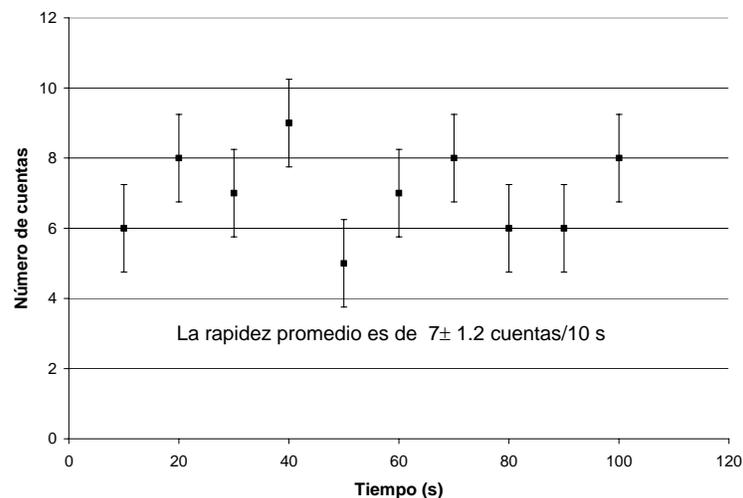


Figura 6.1. 3. Medida de radiación del ambiente en el laboratorio de Física Moderna con un NIM.

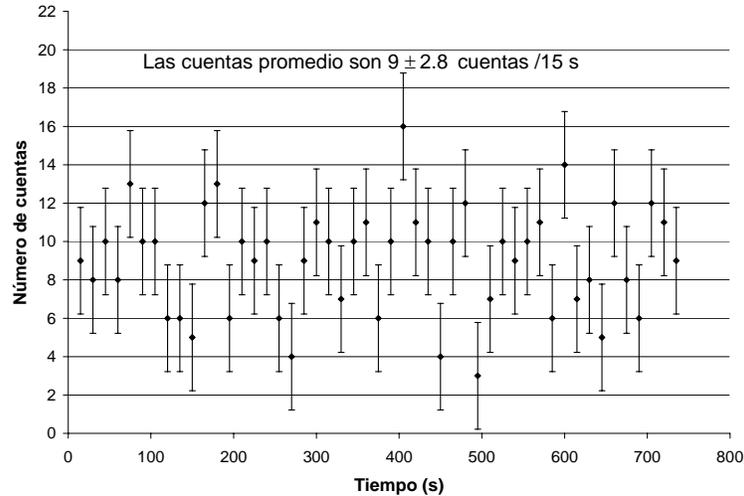


Figura 6.1. 4 Medida de radiación del ambiente en el laboratorio de Física Moderna con el sistema de interfaz .

La medida del **fondo de radiación natural**, Figuras 6.1.3 y 6.1.4, presenta fluctuación, es decir, es un fenómeno estadístico.

Cuando se hacen medidas de radiación, el detector recibe la radiación emitida por la fuente radiactiva además de la radiación de fondo. En todos los casos, una vez realizado el experimento, se repite éste sin fuente radiactiva para medir el fondo de radiación; y se hace la corrección por la medida por fondo, mediante la fórmula

$$M_c = x_i - f_i \quad (6.1)$$

donde M_c es la medida corregida, x_i es la medida registrada por el detector, f_i es la medida de la radiación de fondo. Cada vez que se mide, se debe corregir la medida por fondo natural de radiación.

c) El resultado para el tiempo muerto medido con un osciloscopio se presenta en la Figura 6.1.5. Se empleó la fuente de ^{137}Cs . La escala horizontal es de 1 ms/div. Se observa que se produce un primer pulso de buen tamaño, y después de 0.42 ms se produce un segundo pulso de tamaño pequeño, es decir, $\tau = 0.0042$ s, con un error relativo porcentual de $(0.01 \text{ ms}/0.42 \text{ ms}) \times 100 = 2.38\%$. La escala vertical es de 1.00 v/div.

Se corrige el valor de conteo por la ecuación 5.1.2. El tiempo muerto es responsable de la pérdida de: $\left(\frac{n-g}{n}\right)100$ de cuentas.

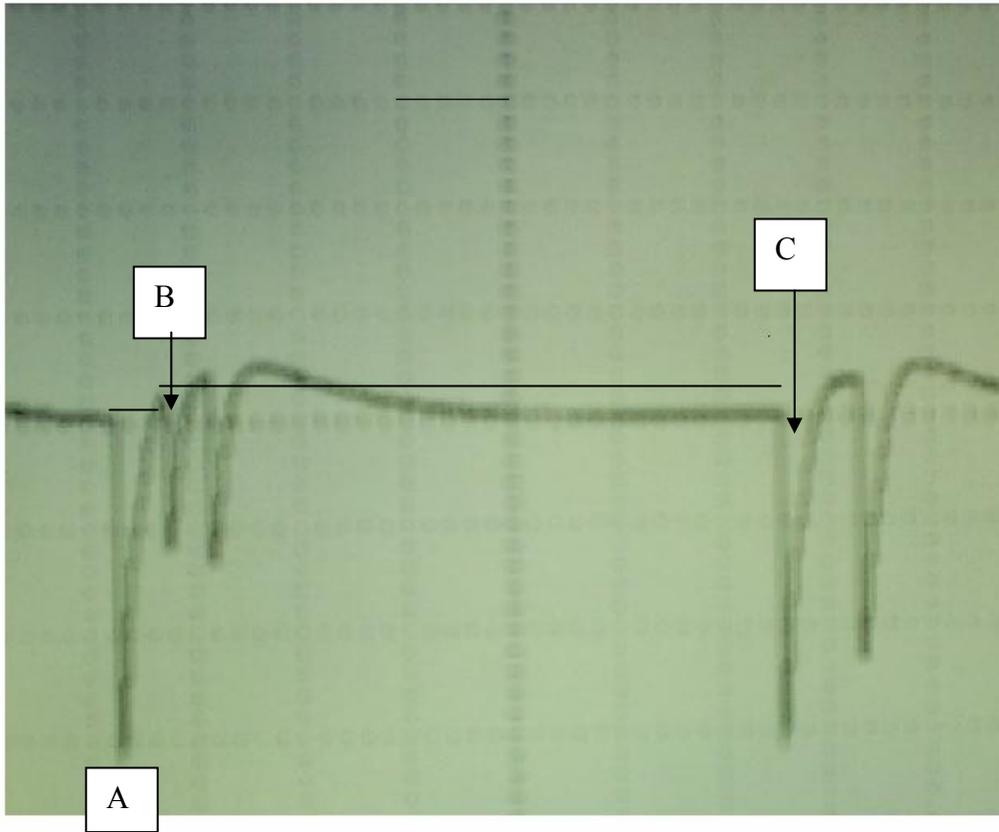


Figura 6.1.5. Tiempo muerto. En la escala de 1ms, se produce un pulso A de tamaño original, y después de un tiempo de 0.42ms (B – A) se crea un pulso de tamaño pequeño B. Después de un tiempo de 5.78 ms (C – B) el pulso recupera su tamaño.

6.2. Del conteo de partículas.

Los resultados se presentan en la Figura 6.2.1. Se observa la curva de frecuencias del conteo de la radiación ionizante emitida por la fuente radiactiva de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$.

Usando las ecuaciones 5.2.6 y 5.2.7 se reporta el resultado como $100.46 \text{ cuentas}/4\text{s} \pm 10.7\%$, puesto que, $(s/\langle x \rangle)100 = (10.75/100.46)100$.

La función de probabilidades de Poisson [MCCLAVE 2006] y [TAYLOR 1997] es

$$f(x) = \frac{m^x}{x!} e^{-m} \quad (6.2)$$

si se hace $\bar{x} = \langle x \rangle \cong m$, y en Poisson se cumple que $s = \sqrt{m} \cong \sqrt{\bar{x}}$.

Los resultados que se obtiene al aplicar las diferentes ecuaciones de la sección 5.2 se presentan en la tabla 6.2.1.

La diferencia de valores en $\langle x \rangle$ se debe a que se agrupan los datos para el resultado de la ecuación 5.2.4, esta misma razón se aplica al resultado de la ecuación 5.2.5.

De la figura 6.2.1 observamos que la curva no es totalmente suave, requiere muchos datos más. Esto influye en la diferencia de valores en el resultado.

El valor de 10.02 para la desviación estándar representa el 93.2% para $s = 10.75$ y el 91.9% para $s = 10.90$. La desviación para ambos es menor al 10%. Si la muestra de datos se incrementa, la desviación disminuirá y se puede considerar que es correcto aplicar la distribución de Poisson al experimento de conteo de partículas.

Tabla 6.2. 1. Resultados de la estadística de conteo.

Ecuación	\bar{x}	Ecuación	s	$s \cong \sqrt{\bar{x}}$
	Cuentas/4s		Cuentas/4s	
5.2.1	100.46	5.2.3	10.75	10.02
5.2.4	100.49	5.2.5	10.90	10.02

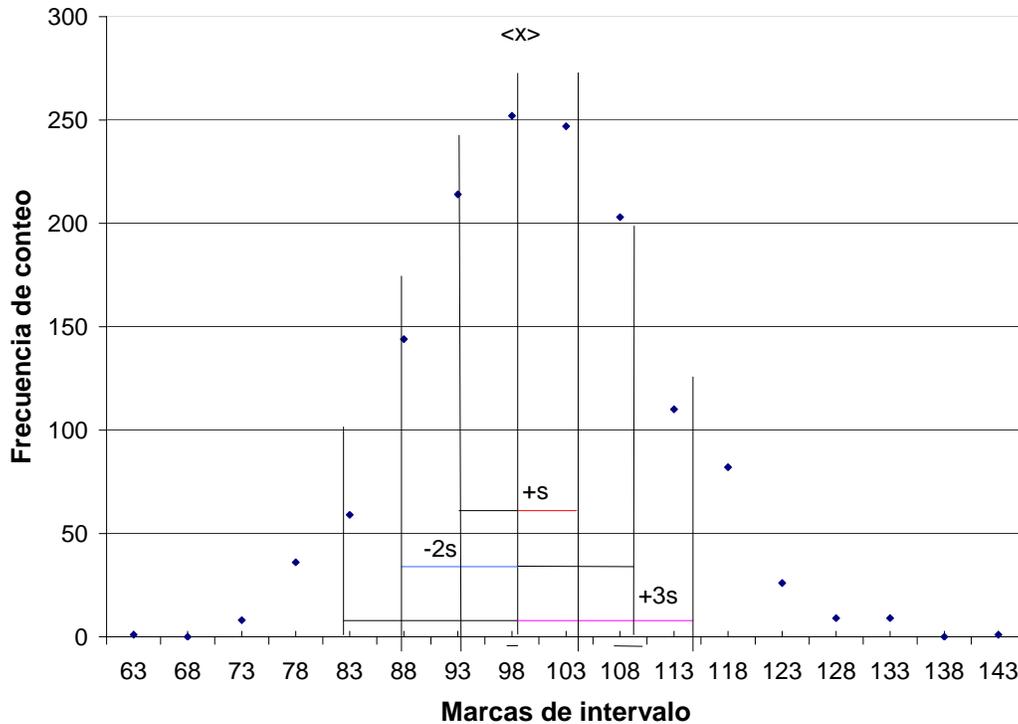


Figura 6.2.1: Gráfica de comportamiento del conteo de la emisión de la fuente radiactiva de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$; se usó como fuente sellada.

6.3. De la vida media y la pureza radioquímica.

Se hicieron varias repeticiones con las muestras de $^{137\text{m}}\text{Ba}$ y se obtuvo un promedio en el número de cuentas. Se procedió de igual manera con la medición del fondo y se restaron estas cuentas de las obtenidas de la muestra radiactiva. Los resultados se presentan en la Figura 6.3.1. El valor calculado de la vida media para $^{137\text{m}}\text{Ba}$ es de 193.9 s con un error de 6.9 s. La toma de datos se hizo cada 30 s.

El valor promedio del fondo es de 9.9 ± 1.9 cuentas.

En todas las gráficas de esta sección, el error en las medidas experimentales es tan pequeño que no se aprecia si se grafica.

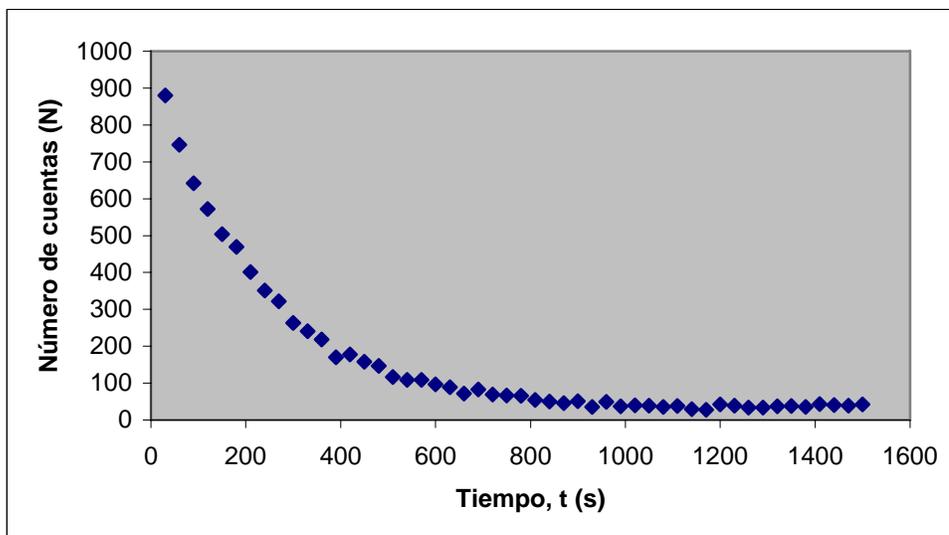


Figura 6.3.1. Curva de decaimiento de ^{137m}Ba .

Para visualizar directamente el valor de la vida media, se hizo la gráfica semilogarítmica que se presenta en la Figura 6.3.2.

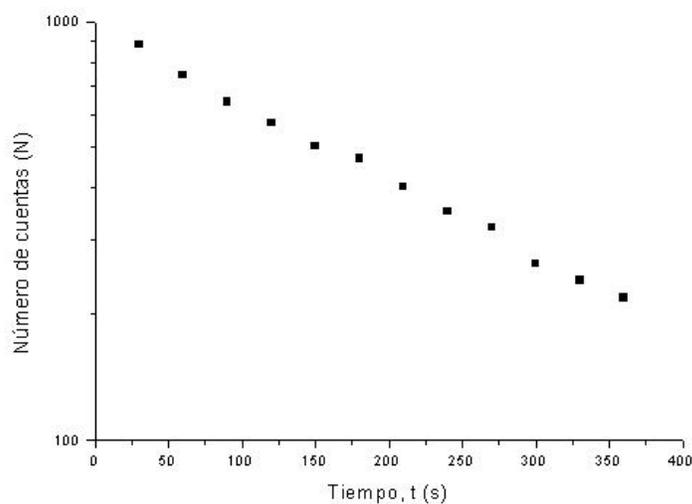


Figura 6.3.2. Curva de decaimiento de ^{137m}Ba .

Para el estudio de la pureza radioquímica de la muestra extraída del generador, se graficaron juntos los datos del fondo y del decaimiento, como se muestra en la Figura 6.3.3.

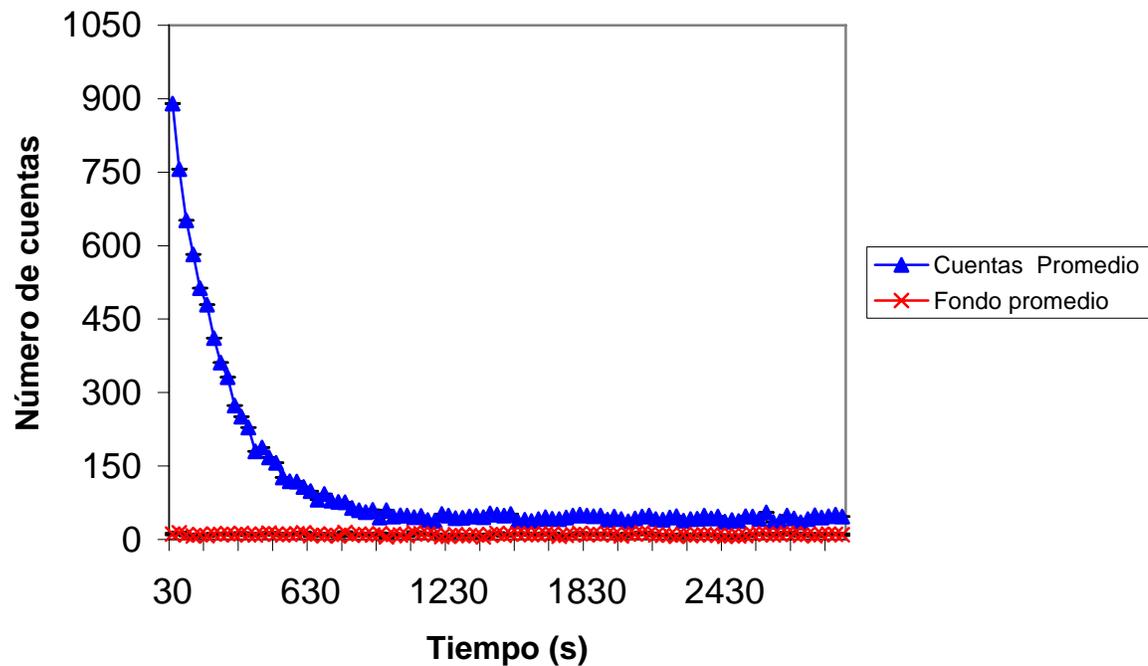


Figura 6.3.3. Curva de decaimiento de ^{137m}Ba y fondo.

Para el análisis se graficaron los últimos datos obtenidos de la muestra, como se presenta en la Figura 6.3.4. Cabe mencionar que el monitor de área empleado para verificar la existencia de radiación en las fuentes y desechos radiactivos, indica que no hay presencia de radiación de ^{137m}Ba . Sin embargo, la Figura 6.3.4 indica lo contrario. Es claro que las emisiones de ^{137m}Ba siempre permanecen de manera asintótica a las medidas del fondo, lo que nos lleva a concluir que está saliendo ^{137}Cs junto con el ^{137m}Ba . De alguna manera, la solución EDTA que se empleó en este experimento no es la adecuada. Se requiere de un estudio más detallado al respecto, lo que se deja para un trabajo futuro.

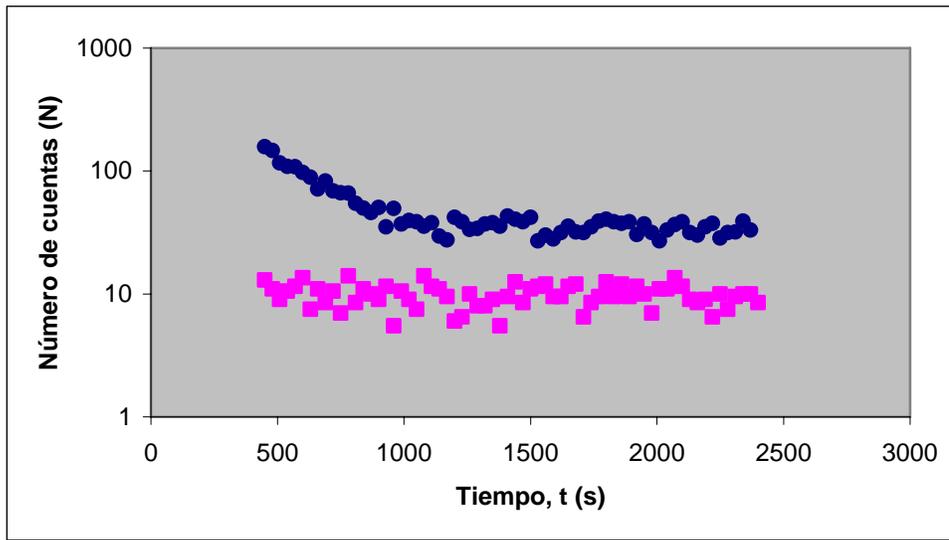


Figura 6.3.4. Cuentas finales de las curvas de la Figura 6.3.3.

6.4. Del equilibrio secular.

Se colocó el generador sin solución frente al detector GM. Se tomaron datos y se graficó el número de cuentas en función del tiempo. Los datos se presentan en la curva de la izquierda de la Figura 6.4.1., y representan el incremento en la población de ^{137m}Ba . Se observa que después de un tiempo grande, la curva empieza a mantenerse constante. Este hecho representa el equilibrio secular entre las actividades del ^{137}Cs y el ^{137m}Ba .

La curva de la derecha de la Figura 6.4.1. es la curva de decaimiento del ^{137m}Ba . Los datos se obtuvieron de la solución extraída de la columna.

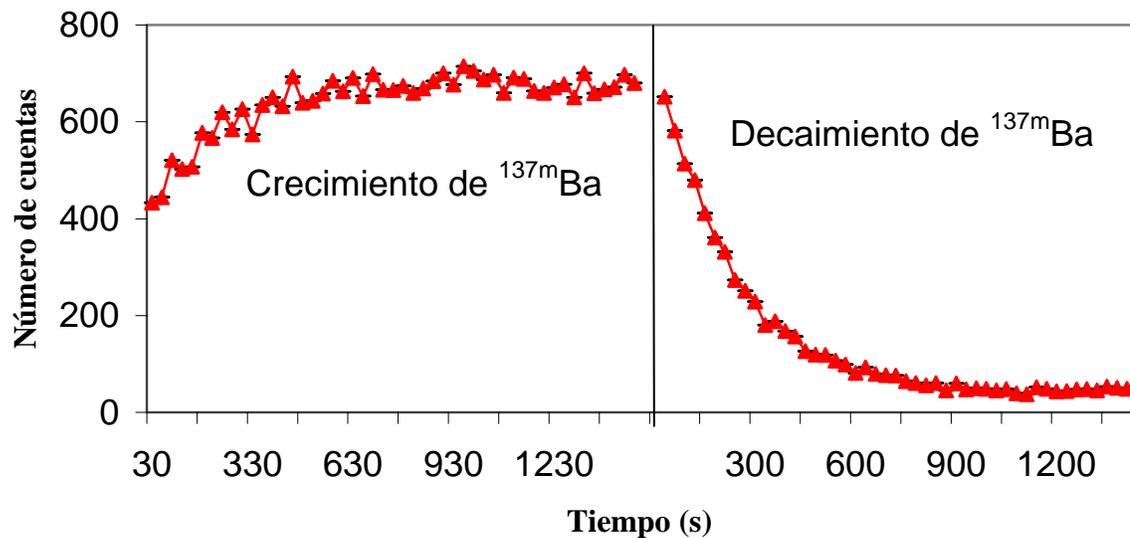


Figura 6.4.1. Cuentas finales de las curvas de la Figura 6.3.3.

Un análisis más detallado de los resultados arroja la siguiente información:

1. El crecimiento del ^{137m}Ba no inicia desde cero debido a que cuando se saca la hija, se pierde tiempo en colocar la fuente $^{137}\text{Cs}/^{137m}\text{Ba}$ frente al GM. En el tiempo perdido, el ^{137m}Ba ha crecido dentro del generador.
2. La fuente $^{137}\text{Cs}/^{137m}\text{Ba}$ tiene una geometría diferente de la empleada en el resto de los experimentos de este trabajo; ahora se tiene geometría con frente de emisión cilíndrico. El factor geométrico influye en la dispersión de conteo de partículas. Sin embargo, se aprecia perfectamente el crecimiento de ^{137m}Ba .
3. En cuanto al decaimiento, la rama de la curva es mucho más suave debido a que se tiene una fuente cuyo frente de emisión es plano. El factor geométrico fuente-detector está controlado.
4. Viendo en conjunto ambas curvas, se observa el punto en que las actividades de ^{137}Cs y ^{137m}Ba son iguales.
5. El error en las medidas es tan pequeño que no se aprecia en las gráficas.

6.5. De la espectroscopía.

Calibración de un analizador multicanal.

Para la calibración de un analizador multicanal, (MCA), se realizan los pasos siguientes:

- Se determina el intervalo de energía a medir, esto es $0 \leq E \leq E_{\text{máx}}$
- Se determina la amplificación del preamplificador.
- Se emplean varias fuentes radiactivas con emisión de radiación ionizante y energía conocida, se observa la señal generada en la pantalla del osciloscopio. La energía del espectro a medir, se coloca en el intervalo de tamaño de pulso dentro de 0 a 9V, [CANBERRA 2001].
- Se generan los espectros de energía para cada una de las fuentes radiactivas, para determinar la curva de calibración, Figura 6.5.1.
- Para cada uno de los espectros, se anota el canal en el que se encuentra el máximo. Como se conoce el radionúclido empleado, se sabe la energía de la gamma emitida.
- Se hace una gráfica del número de canal vs energía, Figura 6.5.2. La ecuación de esta recta es nuestra calibración:

$$E = 2.741C + 48.12\text{keV}$$

$$R^2=1.00$$

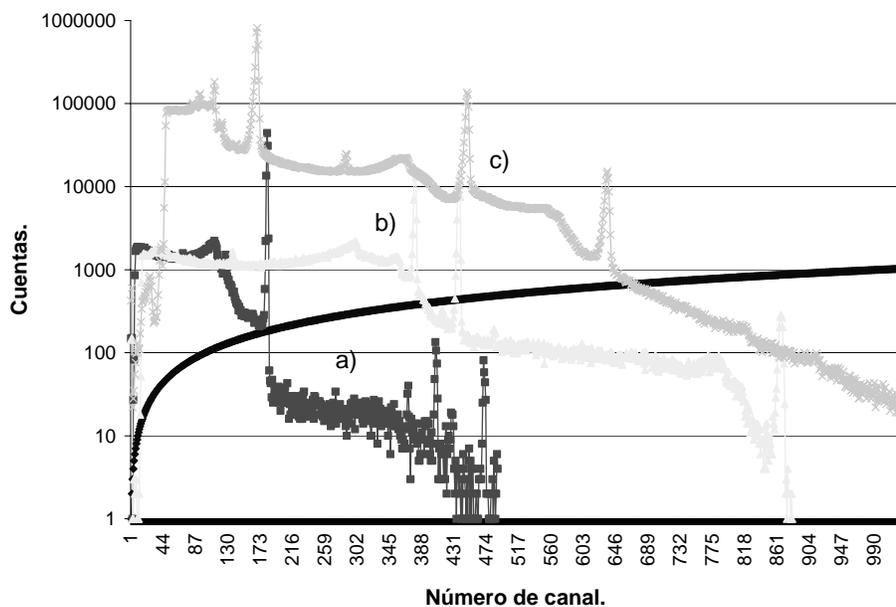


Figura 6.5.1. Espectro para calibrar el analizador multicanal (MCA), a) se generó con la fuente de ^{137}Cs , b) con la fuente radiactiva de ^{60}Co y c) con las fuentes radiactivas de ^{133}Ba , ^{54}Mn , y ^{22}Na .

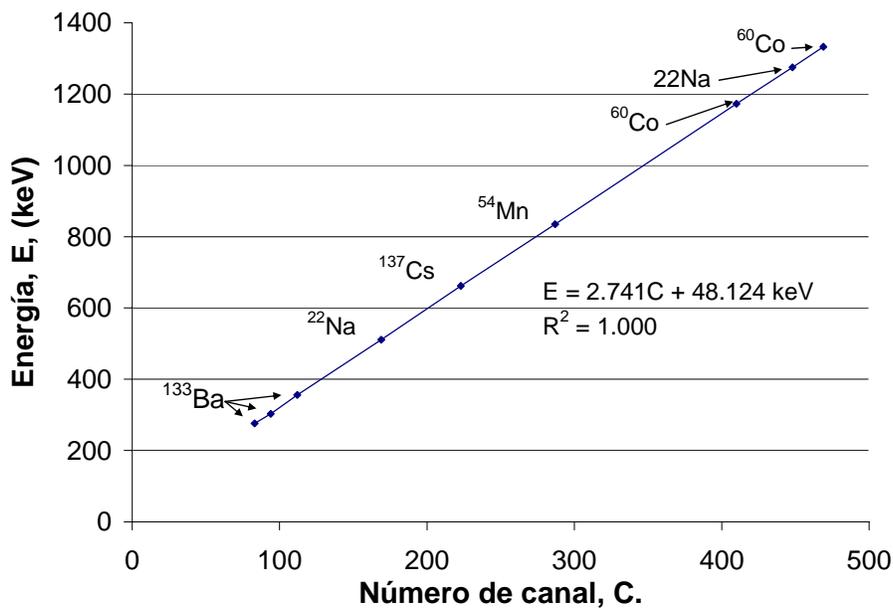


Figura 6.5.2. Recta y ecuación de calibración del MCA utilizado.

La Figura 6.5.1 se generó para calibrar el MCA. En los espectros con menos cuentas se usó una fuente para cada uno; en el espectro de mayor intensidad se usaron tres fuentes a la vez. En este último caso se pierde información de algunos picos de energía para algunas núclidos por que no tiene la misma intensidad.

Se recomienda emplear fuentes individuales para generar el espectro de calibración y utilizar el mayor número de fuentes con energía conocida.

Una vez calibrado el MCA, se procedió a obtener los espectros de dos muestras: la de $^{137\text{m}}\text{Ba}$ y la de papel con desechos radiactivos. La energía encontrada, en ambos casos, fue de 659.37 keV; la reportada es de 662 keV. El cociente entre ambas es de 0.996. El error de E es $\delta E = (|dE/dC|\delta C) = (2.74) 0.5 \text{ keV} = 1.4 \text{ keV}$.

La resolución de un detector que se usa para medir energía se caracteriza por el ancho del pico de distribución de una fuente monoenergética. La medida del ancho en la mitad del máximo de la campana de la curva, se denomina Γ o por FWHM (ancho total de la mitad del máximo). La capacidad de un detector para identificar radiación de diferente energía, se llama resolución de energía y está dada por

$$R(E_0) = \frac{\Gamma}{E_0} \quad \mathbf{6.5.1}$$

El ancho Γ se da en unidades de energía, R se expresa como un porcentaje. En los experimentos se encontró que $\Gamma = 5.482 \text{ keV}$.

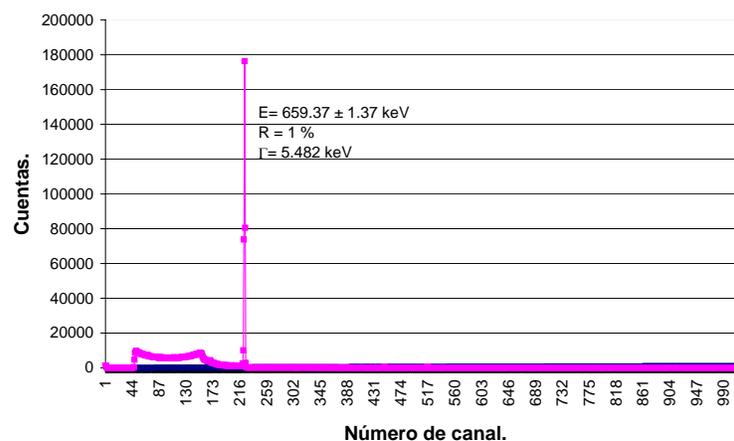


Figura 6.5.3. Espectro de la fuente líquida de $^{137\text{m}}\text{Ba}$.

La curva de calibración indica que el núclido es ^{137}Cs , pero en realidad se mide la gamma de $^{137\text{m}}\text{Ba}$. El ^{137}Cs emite una β pero el detector de germanio sólo es sensible a radiación gamma. Se recomienda usar un detector que sea sensible a radiación beta, para observar el espectro de ^{137}Cs , que es diferente al espectro de $^{137\text{m}}\text{Ba}$.

6.6. De la producción de $^{137\text{m}}\text{Ba}$.

La gráfica 6.6.1. muestra el comportamiento del promedio de cuentas de $^{137\text{m}}\text{Ba}$ en función del pH de la solución EDTA utilizada en el generador. Se observa que en pH=9 existe un máximo de producción de $^{137\text{m}}\text{Ba}$, lo que concuerda con la información del fabricante.

La segunda parte del experimento consistió en estudiar las emisiones de los desechos generados para cada pH. Se observa en la Figura 6.6.2. que el nivel de exposición de los desechos radiactivos generados con pH menores a 9, son estables. Sin embargo, para los desechos radiactivos generados con un pH mayor a 9, se incrementa el nivel de exposición drásticamente. Esto significa que al sacar al $^{137\text{m}}\text{Ba}$ con una solución cuyo pH es mayor que nueve la probabilidad de sacar al ^{137}Cs se incrementa.

Los resultados presentados en las dos gráficas anteriores muestran la importancia de usar el EDTA con un pH 9.0. Esto debe tenerse en cuenta al momento de realizar los experimentos.

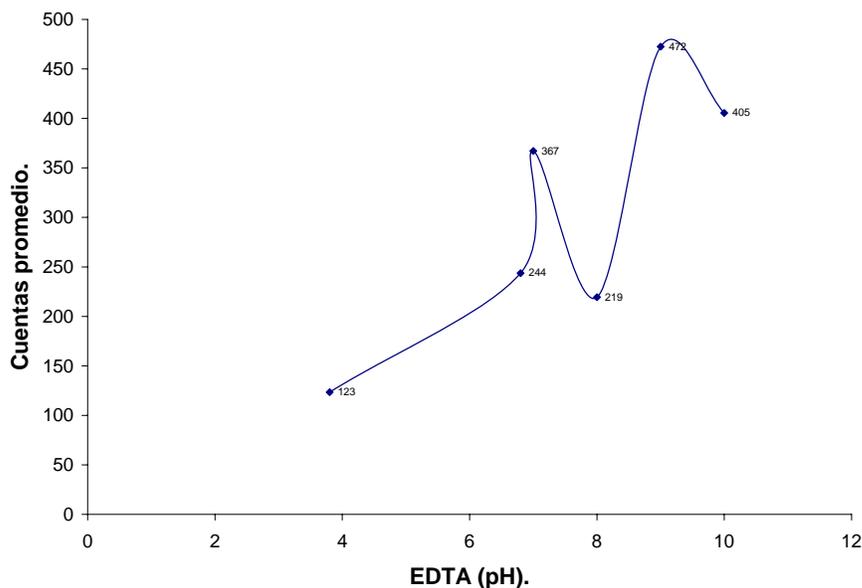


Figura 6.6.1.
Comportamiento de cuentas promedio de la fuente líquida de $^{137\text{m}}\text{Ba}$ y el pH del EDTA.

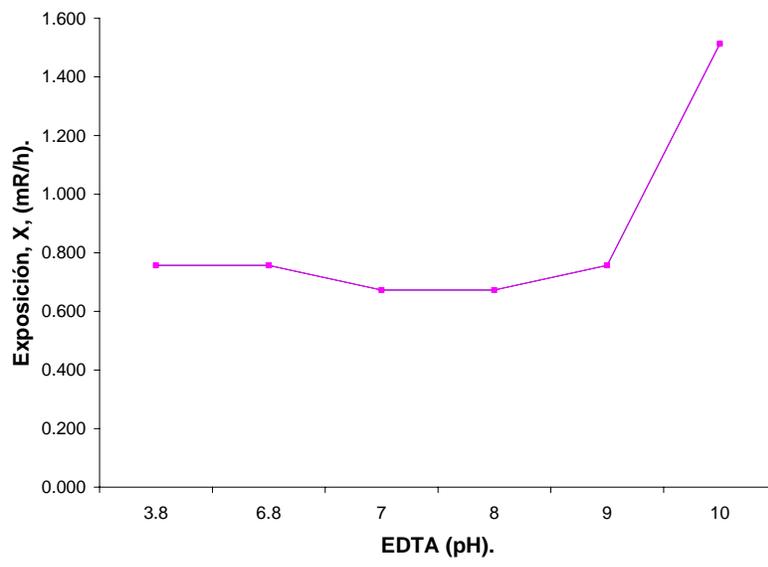


Figura 6.6.2. Comportamiento de la exposición emitida por los desechos radiactivos en función del pH del EDTA usado para la fuente abierta de ^{137m}Ba .

Capítulo 7.

Protocolo de seguridad radiológica para usar la fuente líquida abierta de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$.

Después del recorrido por el marco teórico y los experimentos realizados, se desarrolló: “El protocolo de seguridad radiológica para usar la fuente líquida abierta de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$ ”.

Las sugerencias de legislación de seguridad radiológica se encuentran dispersas en diferentes publicaciones, reglamentos y normas, pero en cuanto a la práctica experimental la información es muy escasa. Por esta razón la investigación de cada evento del uso de sustancias radiactivas y la práctica continua permiten desarrollar diferentes protocolos.

Esta sección se dirige a los individuos que usan material radiactivo, y cuya responsabilidad es disminuir el riesgo a exposición de radiación en su persona, el público y en el ambiente, por abajo de los niveles legalmente establecidos.

OBJETIVO

El propósito del protocolo es establecer los requisitos tanto para la protección de personas, contra los riesgos de exposición a la radiación ionizante, como de seguridad de las fuentes radiactivas sólidas y líquidas que pueden causar dicha exposición, durante el uso de la fuente radiactiva de $^{137\text{m}}\text{Ba}$ en forma líquida.

TEORÍA

La presentada en los capítulos 1, 2 y 3.

Los Laboratorios de Física Moderna cuentan con la infraestructura para poseer y usar fuentes y generadores de radiación ionizante.

Los Laboratorios de Física Moderna además cuentan con un Permisionario y un Encargado de la Seguridad Radiológica, como se establece por el RGSR, corresponsables en el uso de la radiación ionizante.

Seguridad personal y del público. Protección de equipo e instalaciones.

El personal que realice experimentos con radiación ionizante es el único responsable de su salud y por tanto de su seguridad física. Es su deber:

- 1). Cumplir con el reglamento interno de seguridad radiológica y hacerlo cumplir.

- 2). Esta norma, del reglamento interno, es: Para iniciar cualquier experimento con radiación ionizante, dentro de los laboratorios de Física Moderna, usar bata de laboratorio para proteger su cuerpo contra contaminación de materiales peligrosos para la salud, como son: fuentes radiactivas sólidas y líquidas.
- 3). Usar dosímetro personal para medir el nivel de dosis equivalente que recibe su cuerpo. Levantar e interpretar el registro de dosis personal, informar el nivel de dosis personal recibido durante la realización del experimento.
- 4). Al preparar el área de trabajo, se debe tener cuidado para proteger su persona y la de los demás.
- 5). Preparar dos contenedores de basura cuyo interior esté cubierto con una bolsa de polietileno: uno, para almacenar basura; y otro, para almacenar desechos radiactivos. Se identifica bien cada recipiente.
- 6). Proteger la mesa de trabajo cubriéndola con material como el especificado en el capítulo 3, parte 3.5, inciso g). La finalidad es que las pérdidas radiactivas se queden en este material absorbedor y evitar el traslado de material radiactivo a diferentes lugares.
- 7). Toda fuente radiactiva que se solicita en alguna práctica se hace llenando el registro específico para ello. La fuente se recibe dentro de un contenedor de transporte, y además se reciben letreros informativos de uso y presencia de radiación.
- 8). Antes de sacar cualquier fuente radiactiva de su contenedor, con la ayuda de un detector GM, medir el nivel de radiación de fondo natural del área en que se efectuarán los experimentos.
- 9). Al usar la fuente radiactiva en forma líquida se debe colocar el letrero informativo que indica la presencia de radiación, para que el público se entere y tenga precaución al transitar o permanecer cerca del área de experimentación.
- 10). Al emplear fuentes radiactivas con una cápsula sólida, siempre tómelas con pinzas largas para mantenerse lo más lejos posible del foco de irradiación. En el manejo, ésta se puede dañar y el material radiactivo dentro de la cápsula salirse. Al terminar el experimento, guardar la fuente dentro de su contenedor y con el GM verificar que no se creó contaminación radiactiva.
- 11). Antes de manipular la fuente abierta, con ayuda del GM tomar el nivel de radiación natural de sus manos. Esto le ayudará a elaborar el reporte de contaminación personal.

- 12). Para manipular fuentes líquidas abiertas se usan guantes de hule tipo cirujano en buen estado. Esto evita que la piel de las manos esté en contacto con el líquido radiactivo y se contaminen de sustancia radiactiva.

Los siguientes incisos están relacionados con el uso particular de la fuente líquida de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$.

- 13). Inspeccionar la llave de paso que se colocará en el orificio pequeño del generador. Observar cuál es la posición de cerrado y de abierto de la llave de paso. Abrir y cerrar diferentes veces la llave de paso para adquirir habilidad en su uso.
- 14). Previo a la manipulación de la fuente radiactiva, practique el siguiente procedimiento con agua. Tome un recipiente cilíndrico de acero inoxidable (plancheta), una jeringa con volumen de 3 ml, la base para colocar la fuente radiactiva, y un vaso de precipitado con agua.
 - a). Llenar la jeringa con agua. Vaciar el agua del interior de la jeringa al interior de la plancheta, teniendo cuidado de no derramar el agua. Colocar la plancheta llena de agua sobre la base para la fuente radiactiva, teniendo cuidado para no derramar agua. Colocar la base con plancheta llena de agua en una de las ranuras de la torreta del GM.

Repita este procedimiento hasta que controle la manipulación de la fuente simulada. Cuidados: verifique que cantidad de agua es necesaria para que no se derrame de la plancheta.

- 15). Previo al desarrollo de los experimentos con la solución rica en $^{137\text{m}}\text{Ba}$, leer los manuales de los equipos que se emplearán, y aprender su funcionamiento.
- 16). Cada vez que se requiera preparar la columna para posteriormente usar la fuente líquida abierta, se hace según los pasos especificados en el capítulo 3, sección 3.2; además siga los siguientes pasos:

- a). Sobre el área protegida de la mesa, abrir el recipiente que contiene la fuente de $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$. Con la columna en posición vertical con la tapa grande sobre el área de trabajo, retirar la tapa pequeña.
- Tomar un frotis de la tapa pequeña y otro del orificio pequeño, y lejos de la columna y con ayuda de un detector de radiación gamma, verificar que no existe contaminación radiactiva.
 - Si no existe contaminación continúe con el punto b) del inciso 16).
 - Si existe contaminación, descontamine, como se indica en el capítulo 3, sección 3,2 inciso c), la tapa pequeña y el orificio pequeño del generador .
- b). Asegurarse que la llave esté en la posición de cerrado. Colocar la llave de paso para tapar el orificio pequeño; para asegurarla es suficiente con la presión que se hace con la mano. Comprobar que no existe fuga de solución, en el acoplamiento entre la llave y el generador de núclidos.
- c). Encima del área protegida en la mesa de trabajo, retirar la tapa grande del generador.
- d). Usar un soporte universal para sostener al generador en posición vertical, con el orificio grande hacia arriba. A este arreglo se la llama columna del generador.
- e). Verificar que en la tapa grande no existe contaminación. En el caso de existir contaminación, descontamine la tapa, como se indica en el capítulo 3, sección 3.2 inciso c).
- f). Con ayuda de una jeringa, sacar por el orificio grande del depósito del generador, de 2 a 3 ml de solución. Desechar este volumen de solución dentro del recipiente de EDTA usado.
- g). Vaciar dentro del recipiente del generador un volumen de EDTA, 0.1M, pH=9.0 igual al que sacó.
- h). Dejar reposar el generador por un tiempo de 30 minutos, período en el cual la solución EDTA reacciona con el ^{137}Cs . Durante este proceso se separa y crece la cantidad de $^{137\text{m}}\text{Ba}$ dentro del recipiente del generador, (ver punto e) del inciso 17).
- 17). El uso de la fuente líquida abierta se hace como se indica en el capítulo 3, sección 3.5. De manera resumida, los pasos a seguir son:

- a). Después de los 30 minutos de reposo del generador, puede usted sacar la solución. Esta solución es una fuente radiactiva de ^{137m}Ba en forma líquida.
- b). Para sacar la solución del recipiente que contiene la fuente de ^{137m}Ba :
- Colocar la plancheta en la base para fuente radiactiva (esto forma el sistema base-plancheta).
 - Con ayuda de una mesa elevadora, colocar la base-plancheta debajo del orificio de salida de la llave de paso.
 - La distancia de la plancheta al orificio de salida de la llave de paso será aproximadamente de 3 a 5 cm; esto evita que la solución salpique y que se contaminen el equipo y el área de trabajo.
 - Girar la llave de paso a la posición de abierto.
 - Esperar a que la plancheta se llene con de solución que sale desde el generador.
 - La plancheta parece estar llena con un volumen entre 2 y 3 ml de solución líquida.
 - Una vez llena la plancheta, gire la llave de paso a la posición de cerrado.
- c). Colocar el sistema base plancheta en la primera ranura de la torreta de GM, cuente de arriba hacia abajo.
- d). Iniciar adquisición de datos del experimento.
- e). Una sola preparación, punto 16) inciso f), permite obtener tres o cuatro fuentes radiactivas diferentes de ^{137m}Ba .
- f). Al terminar la última extracción de la fuente de ^{137m}Ba .
- ✓ Si se va a reutilizar el generador se colocan 3 ml de EDTA y el volumen faltante con agua destilada, es decir se repiten los puntos del 16) incisos f), g), h), y el punto 18).
 - ✓ Si ya no va a utilizar la fuente de ^{137m}Ba , llenar el recipiente del generador con agua destilada hasta la marca de volumen lleno del depósito.
 - ✓ Se almacenará el generador de núclidos $^{137}\text{Cs}/^{137m}\text{Ba}$, según el capítulo 3, sección 3.3, inciso g).

- 18). Si ha terminado de adquirir los datos del experimento, lavar el material que se usó para la solución EDTA y el material que estuvo en contacto con la fuente radiactiva de $^{137\text{m}}\text{Ba}$.
 - a). Con agua y jabón friegue el material que estuvo en contacto con material radiactivo. Es necesario lavar tres o cuatro veces el material para que desaparezcan por completo los residuos radiactivos.
 - b). Con papel toalla desechable secar el material.
- 19). Para evitar irradiarse innecesariamente, cuando no está en uso, toda la fuente debe permanecer guardada dentro de su contenedor.
- 20). Para retirar restos de desechos radiactivos y evitar su transferencia a diferentes lugares e incluso su ingestión, lavarse las manos antes de manipular equipo y al retirarse del laboratorio.
- 21). Es parte de la práctica dejar el equipo, el área experimental y su vecindad, limpios de desechos radiactivos y de basura, es decir, entregar todo en orden y limpio.
- 22). Con ayuda de un detector verifique que el equipo, mesa de trabajo, ropa y personal no están contaminados con radiación. Si la medida de radiación del área de trabajo, equipo y ropa de trabajo es mayor a los límites del capítulo 2, sección 2.6.2 tabla 1, descontamine el material radiactivo. Si no es posible descontaminar deberá almacenar el material como una fuente radiactiva.
- 23). Entregar un informe de contaminación radiactiva de: personas que hicieron el experimento, equipo y área. Esto se hace cada vez que se realizan los experimentos.
- 24). **Requisitos:** es indispensable el uso de: dosímetro personal, bata de laboratorio y guantes de hule tipo cirujano para realizar los experimentos que tienen que ver con el presente Protocolo de Seguridad Radiológica.
- 25). Respecto a los desechos radiactivos almacenados, se debe medir su actividad por unidad de área y compararse con los niveles (capítulo 2, sección 2.6.2, Tabla 2). Si la medida es inferior se desechan como basura; si son mayores a los niveles reglamentados se almacenan como fuentes radiactivas.

PROCEDIMIENTO.

Hacer un registro de dosis equivalente recibida en la serie de experimentos con ayuda de un dosímetro personal, analizar e interpretar el registro de dosis personal. Hacer un

reporte de la contaminación de personas, equipo y área de trabajo. Se deben interpretar correctamente las medidas de monitoreo. Los registros y reportes forman parte del protocolo.

Bibliografía

CANBERRA 2001. Germanio Detector, User's Manual, Canberra Industries, Inc. 2001.

ICRU 1980. Radiation quantities and units. ICRU Report 33. International Commission on Radiation Units and Measurements, Washington, D. C., 1980.

ISO 1988. Evaluation of surface contamination– Part 1: Beta –emitters (maximum beta energy greater than 0.15 Mev) and alpha-emitter. ISO 7503-1. International Organization for Standardization. Switzerland, 1988.

JOHNSON 2001. Statistics Principles and Methods, Fourth Edition John Wiley & Sons, 2001.

KNOLL 2000. KNOLL, Glenn F. Radiation Detection and Measurement, Third edition, John Wiley & Sons, Inc. 2000.

MCCLAVE 2006. MCCLAVE, James T SINCICH, Terry. Statistics, Tenth Edition Pearson, Prentice Hall 2006.

NOM-005-NUCL-1994. Límites anuales de incorporación (LAI) y concentraciones derivadas en aire (CDA) de radionúclidos para el personal ocupacionalmente expuesto. Diario Oficial de la Federación del 27 de noviembre de 1995. México.

NOM-006-NUCL-1994. Criterios para la aplicación de los límites anuales de incorporación para grupos críticos del público. Diario Oficial de la Federación del 28 de agosto de 1995. México.

NOM-008-NUCL-2003, Control de la contaminación radiactiva. Diario Oficial de la Federación del 29 de diciembre de 2003. México.

NOM-035-NUCL-2000. Límites para considerar un residuo sólido como desecho radiactivo. Diario Oficial de la Federación del 14 de abril de 2000. México.

NOM-039-NUCL-2003. Especificaciones para la exención de fuentes de radiación ionizante y de prácticas que las utilicen. Diario Oficial de la Federación del 10 de diciembre de 2003. México.

OIEA 1997. Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación. Colección Seguridad No 115. Organismo Internacional de Energía Atómica, Viena, 1997.

OXFORD S/A, NGMX/SPCMT00F00. Geiger–Mueller Experimenter for The Personal Computer, INSTRUCTION MANUAL, Oxford Instruments Inc, Analytical Systems Division, Nuclear Measurements Group.

OXFORD S/A. Radioactive Material, Oxford Tennelec / Nucleus Inc. A member of Oxford Analytical Systems. Microanalysis Group. Oxford Instruments Inc, Oak Ridge. Tennessee, S/A.

PASCO 2005. Atomic / Nuclear 380, Pasco Physics 2005.

RGSR 1988. Reglamento General de Seguridad Radiológica. Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias. Diario Oficial de la Federación del 22 de noviembre de 1988. México.

TAYLOR 1997. TAYLOR, John Robert. An introduction to error analysis: the study of uncertainties in physics measurements, 2nds ed. Sausalito, California: University Science, 1997.

TIPLER 2003. TIPLER, Paul A., LLEWELLYN, Ralph A. Modern Physics. Fourth Edition. W. H. Freeman and Company. New York, 2003.

TSULFANIDIS 1983. TSULFANIDIS, Nicholas. **Measurement and Detection of radiation**, McGRAW-HILL, 1983.