

21
20/10/98



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE MEXICO

FACULTAD DE CIENCIAS

"DETERMINACION DEL CAMPO DE RADIACION
NEUTRON - GAMMA EN LAS VECINDADES
DE UN ACELERADOR DE PARTICULAS".

T E S I S
QUE PARA OBTENER EL TITULO DE
F I S I C O
P R E S E N T A
FRANCISCO GARCIA FLORES

DIRECTOR DE TESIS: FIS. CESAR GUSTAVO RUIZ TREJO



MEXICO, D.F.

1998

**TESIS CON
FALLA DE ORIGEN**

Handwritten notes and stamps, including a circular stamp with the text "FACULTAD DE CIENCIAS" and "UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE MEXICO".



Universidad Nacional
Autónoma de México



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 está 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.



UNIVERSIDAD NACIONAL
AUTÓNOMA DE
MÉXICO

M. en C. Virginia Abrín Batule
Jefe de la División de Estudios Profesionales de la
Facultad de Ciencias
Presente

Comunicamos a usted que hemos revisado el trabajo de Tesis:
"Determinación del campo de radiación neutrón-gamma en las vecindades de un
acelerador de partículas"

realizado por GARCIA FLORES FRANCISCO

con número de cuenta 7837684-9 , pasante de la carrera de Física.

Dicho trabajo cuenta con nuestro voto aprobatorio.

Atentamente

Director de Tesis

Propietario

FIS. CESAR GUSTAVO RUIZ TREJO

Propietario

DRA. MARIA ESTER BRANDAN SIQUES

Propietario

DRA. MARIA ISABEL GAMBOA DE BUEN

Suplente

DR. EFRAIN CHAVEZ LOMELI

Suplente

M. EN C. BEATRIZ ELIZABETH FUENTES MADARIAGA

Consejo Departamental de Física

DR. ROBERTO ALEJANDRO RUELAS MAYORGA
Coordinador de Licenciatura FACULTAD DE CIENCIAS
DEPARTAMENTO DE FÍSICA

Dedico este trabajo:

*A la memoria de mis padres. José García y Gildarda Flores.
quienes me dieron la educación sin escatimar esfuerzos*

*A Flor de María Colín Frias (mi amada esposa)
y a Francisco Manuel García Colín (mi hijo):
quienes tuvieron la paciencia, la comprensión y la fe en mí
para que terminara mis estudios.*

Y a todos aquellos que confiaron en mí.

AGRADECIMIENTOS

Agradezco

- ◆ Muy especialmente a mi director de tesis, el Fis. Cesar G. Ruiz (IFUNAM), por sus enseñanzas, comentarios, paciencia y por compartir su tiempo conmigo en la realización de este trabajo.
- ◆ A la Dra. María Ester Brandan (IFUNAM) quien siempre me apoyó con sus comentarios e invaluables sugerencias que me permitieron llevar a buen término este trabajo, además de ser parte del jurado que revisó la tesis.
- ◆ Muy especialmente a la Dra. María Isabel Gamboa de Buen (ICN-UNAM) por sus comentarios a lo largo del desarrollo de este trabajo, así como de formar parte del jurado que revisó la tesis.
- ◆ Al Dr. Efraim Chávez (IFUNAM) y a la M. en C. Beatriz E. Fuentes (FC-UNAM) por la lectura, comentarios y modificaciones hechas al trabajo de tesis, al formar parte del jurado examinador de ésta.
- ◆ Sinceramente a la M. en C. Ana Elena Buenfil (IFUNAM) por compartir su tiempo y sus conocimientos sobre dosimetría de la radiación, que fueron fundamentales en la realización de este trabajo.
- ◆ Al Fis. Victor Tovar (ININ) y al Fis. Victor Pérez (ININ) por las facilidades otorgadas, en la irradiación de dosímetros con neutrones térmicos en las instalaciones del Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica, del Centro de Metrología de Radiaciones Ionizantes (ININ).
- ◆ Al Fis. Juan Carlos Pineda (IFUNAM) y al Sr. Karim López (IFUNAM) encargados de los aceleradores Van de Graaff de 5.5 MV y Pelletron, respectivamente, por las facilidades otorgadas para la realización de las dosimetrías de los aceleradores.
- ◆ Al Fis. René Ortega encargado del laboratorio de Física Moderna (FC-UNAM), por las facilidades otorgadas en la dosimetría del irradiador de neutrones.
- ◆ A la M. en C. Olga Avila (ININ), por su valiosa colaboración en la recopilación de información de los moderadores esféricos.
- ◆ A la Sra. Teresa Cázares (IFUNAM) por todo el apoyo que me brindó durante mi estancia en el IFUNAM.
- ◆ Al Instituto de Física de la UNAM por permitirme usar sus instalaciones y a DGAPA-UNAM por el apoyo parcial a este trabajo a través de los proyectos DGAPA-IN100193 y DGAPA-IN100396 ("Respuesta de Materiales Termoluminiscentes a la Radiación Densamente Ionizante").

Indice

Introducción.

Capítulo I. Neutrones y Rayos Gamma

1.1 El Neutrón	1
1.2 Clasificación de los neutrones	2
1.3 Fuentes de neutrones	2
1.4 Interacción de los neutrones con la materia	2
1.5 Campo mixto n- γ	5
1.6 Rayos Gamma	6
1.7 Interacción de los rayos gamma con la materia	6

Capítulo II. Interacción de la Radiación con la Materia

2.1 Radiación ionizante	9
2.2 Kerma	10
2.3 Dosis absorbida (D)	15
2.4 Equivalente de dosis (H)	16

Capítulo III. Dosimetría de Campo Mixto n- γ

3.1 Dosimetría	19
3.2 Dosimetría de campo mixto neutrón-gamma n- γ	23
3.3 Dosímetros termoluminiscentes	24
3.4 Dosímetros termoluminiscentes en campo mixto n- γ	27

Capítulo IV. Desarrollo Experimental	
4.1 Material y equipo	32
4.2 Selección de los dosímetros para formar el sistema dosimétrico	40
4.3 Construcción de las curvas de sensibilidad del sistema dosimétrico	41
4.4 Aplicaciones del sistema dosimétrico	44
Capítulo V. Resultados	
5.1 Selección de los dosímetros	50
5.2 Curva de sensibilidad de los dosímetros GR-207 y TLD-600	56
5.3 Aplicaciones del sistema dosimétrico	61
Capítulo VI. Análisis y Conclusiones	
6.1 Selección de los dosímetros	72
6.2 Curvas de sensibilidad de los dosímetros	73
6.3 Aplicaciones del sistema dosimétrico	75
6.4 Conclusiones	77
Referencias	79

Introducción

En el marco de la Física de Radiaciones, se considera como radiación ionizante de gran alcance a los rayos X, a los rayos gamma y a los neutrones. Estos tipos de radiación pueden recorrer grandes distancias, debido a la forma en cómo interaccionan con la materia.

Además de lo anterior, la radiación ionizante puede ocasionar daño a estructuras vivas. Este daño depende del tipo de radiación incidente, así como de las características de las estructuras vivas expuestas a ella.

En los aceleradores de partículas que trabajan con energías de 0.1 a 100 MeV, se pueden producir reacciones nucleares que generan algún tipo de radiación de gran alcance (rayos X, rayos gamma o neutrones). Por este motivo se tiene que tener un sistema dosimétrico que permita discriminar y medir la dosis debida a los diferentes tipos de radiación que se produzcan, con objeto de implantar un sistema de seguridad adecuado, y de esta manera proteger al personal que trabaja en estos aceleradores.

El Instituto de Física de la UNAM cuenta con cuatro aceleradores de partículas, de los cuales, tres son aceleradores de iones positivos y un acelerador de electrones. Estos aceleradores pueden trabajar con voltajes que van de 0.7 a 5.5 MV, por lo tanto, se pueden producir radiaciones de gran alcance al momento de trabajar con éstos.

El Instituto de Física cuenta con varios contadores de radiación (4 contadores Geiger-Muller, y un contador de neutrones), para poder realizar los diversos levantamientos de niveles de radiación, en las vecindades de los aceleradores. Por naturaleza, estos contadores son aparatos que no permiten medir la dosis con una gran exactitud, únicamente se utilizan para estimar los posibles niveles de radiación. El Instituto requiere de un sistema dosimétrico, que permita medir la dosis de los diferentes tipos de radiación (de gran alcance), con más exactitud que la que se puede obtener con los contadores, debido a los diversos trabajos que se están realizando con los aceleradores.

El presente trabajo intenta implantar un sistema dosimétrico, para medir dosis de rayos gamma y equivalente de dosis debida a neutrones (en un campo mixto n- γ), en las vecindades de un acelerador de partículas. Para lograr este objetivo, se utilizaron dosímetros termoluminiscentes. Se pretende mejorar la exactitud en la medida de la dosis de rayos gamma y del equivalente de dosis para neutrones, que la que se puede obtener con los contadores.

En la dosimetría termoluminiscente, para medir dosis de rayos gamma y de neutrones (en un campo mixto n- γ) se utiliza frecuentemente un par de dosímetros. Se considera que la respuesta de cada dosímetro a la radiación, en el campo mixto n- γ , es una combinación lineal de las dosis correspondientes a cada uno de los tipos de radiación que forman el campo mixto, de tal manera que, si se conoce la sensibilidad de los dosímetros a los diferentes tipos de radiación, se puede obtener la dosis de rayos gamma y la dosis de neutrones del campo mixto n- γ .

Los dosímetros termoluminiscentes más comunes en la dosimetría de campos mixtos n- γ son los dosímetros comerciales TLD-600 y TLD-700. En este trabajo se reemplazó el dosímetro TLD-700 por un nuevo dosímetro, que es más sensible a los rayos gamma y con propiedades similares al dosímetro TLD-700: el dosímetro GR-207. Por lo tanto, el sistema dosimétrico que se intentará implantar está formado por dos dosímetros comerciales, que son el dosímetro TLD-600 y el dosímetro GR-207.

El presente trabajo consta de VI capítulos. En los tres primeros capítulos se hace una revisión breve de los conceptos básicos que describen qué son los neutrones y los rayos gamma; las diferentes interacciones de éstos con la materia; los conceptos básicos de la dosimetría; algunas nociones básicas de la dosimetría termoluminiscente; y las aplicaciones de los dosímetros termoluminiscentes en la dosimetría de campos mixtos n- γ de radiación. El capítulo IV muestra cómo se construyó el sistema dosimétrico, los protocolos de construcción y de aplicación del sistema; y las diversas aplicaciones que hasta el momento se han realizado con éste. El capítulo V muestra los resultados obtenidos con el sistema dosimétrico. En el capítulo VI se analizan el sistema dosimétrico y los resultados obtenidos, y se dan las conclusiones del trabajo.

Capítulo I

Neutrones y Rayos Gamma

1.1 El Neutrón

En este apartado se utilizaron las referencias [1] y [2].

El neutrón fue descubierto en 1932 por J. Chadwick. El neutrón es una partícula subatómica, que generalmente forma parte del núcleo atómico junto con el protón. Esta partícula tiene una masa en reposo de 1.008665 uma y una carga eléctrica neta igual a cero. Además es una partícula que fuera del núcleo es inestable y que decae por la emisión de una partícula beta (con una vida media de 12 min).



(1.1)

donde

n = neutrón,

p = protón,

β = partícula beta, y

$\bar{\nu}$ = antineutrino

El valor Q de una reacción nuclear es una diferencia en energía cinética entre las componentes iniciales de la reacción nuclear y los productos de ésta. Operativamente se puede calcular como la diferencia entre la energía equivalente a las masas de las componentes iniciales de la reacción nuclear y los productos de ésta. Por ejemplo, para el caso de la desintegración del neutrón se tiene que:

$$Q = \{M(n) - [M(p) + M(\beta) + M(\bar{\nu})]\} c^2$$

(1.2)

donde:

Q = valor Q de la reacción nuclear (MeV),

M(n) = masa del neutrón (uma),

M(p) = masa del protón (uma),

M(β) = masa de la partícula beta (uma),

M($\bar{\nu}$) = masa del antineutrino (uma), y

$c^2 = 931 \text{ MeV uma}^{-1}$ (cuadrado de la velocidad de la luz)

El valor Q determina la energía umbral para producir una reacción nuclear (si el valor Q es negativo), y la obtención de energía en la reacción nuclear (si el valor Q es positivo). Todas las reacciones nucleares espontáneas tienen un valor Q positivo (por ejemplo, los decaimientos radiactivos)

El valor Q de la desintegración del neutrón es de 0.78⁹ MeV.

1.2 Clasificación de los neutrones

En este apartado se utilizó la referencia [1].

Los neutrones se pueden clasificar según su energía en:

- ◆ Neutrones térmicos: Son aquellos que se encuentran en equilibrio térmico con la materia que los rodea. A 20 °C la energía más probable de éstos es de 0.025 eV, pero también pueden tener energía hasta de 0.5 eV. Este tipo de neutrones presentan una distribución del tipo de Maxwell con respecto a la energía.
- ◆ Neutrones con energía intermedia: Tienen energías que varían de 0.5 eV a 10 keV.
- ◆ Neutrones rápidos: Tienen energías mayores a 10 keV.

1.3 Fuentes de Neutrones

En este apartado se utilizó la referencia [2].

La forma en que se pueden obtener neutrones es por medio de reacciones nucleares. Por lo tanto, todas las fuentes que producen neutrones están regidas por un tipo de reacción nuclear. Las fuentes más comunes son:

- a) Reactores nucleares: Son las fuentes más poderosas por las que se pueden obtener neutrones; en este caso se obtienen por medio de fisión nuclear.
- b) Aceleradores de partículas: Las reacciones más comunes para producir neutrones en aceleradores de partículas, utilizando haces de protones o de deuterones, se muestran en la tabla 1.1
- c) Fuentes (α, n): Son mezclas de elementos en las que se tiene un emisor de partículas alfa, y un elemento que tiene una gran probabilidad de que ocurra la reacción (α, n). Ejemplos de este tipo de fuentes se muestran en la tabla 1.2; cada una de estas fuentes produce neutrones que abarcan todo un espectro de energía.
- d) Fuentes (γ, n): Son mezclas de elementos en las que uno de sus componentes es un emisor de rayos gamma, y el otro elemento tiene una gran probabilidad de que ocurra la reacción (γ, n). Algunos ejemplos de este tipo de fuentes se muestran en la tabla 1.3, estas fuentes en su mayoría producen neutrones monoenergéticos.
- e) Fuentes de fisión espontánea: Son fuentes formadas por elementos que se fisionan espontáneamente, como son los siguientes casos: ^{254}Cf , ^{252}Cf , ^{244}Cm , ^{242}Cm , ^{258}Pu y ^{232}U

1.4 Interacción de los neutrones con la materia

En este apartado se utilizaron las referencias [1] y [2].

Debido a que la carga eléctrica neta de los neutrones es cero, la interacción de éstos con la materia es principalmente por colisión con los núcleos atómicos, las formas en que se puede dar esta interacción son: dispersión elástica, dispersión inelástica y captura de neutrones.

La dispersión elástica se tiene cuando se conserva la energía cinética total, esto es, la pérdida en energía cinética del neutrón se transfiere como energía cinética a los núcleos de retroceso

Tabla 1.1. Reacciones más comunes en los aceleradores de partículas para producir neutrones con haces de protones ,deuterones y ^4He .

REACCION	VALOR Q (MeV)
$^3\text{H}(\text{d},\text{n})^4\text{He}$	17.6
$^2\text{H}(\text{d},\text{n})^3\text{He}$	3.27
$^{12}\text{C}(\text{d},\text{n})^{13}\text{N}$	- 0.281
$^3\text{H}(\text{p},\text{n})^3\text{He}$	- 0.764
$^7\text{Li}(\text{p},\text{n})^7\text{Be}$	- 1.65
$^9\text{Be}(^4\text{He},\text{n})^{12}\text{C}$	5.7

Tabla 1.2. Ejemplos de fuentes en las que se utiliza la reacción (α,n) .

FUENTE	ENERGIA PROMEDIO DE LOS NEUTRONES (MeV)	VIDA MEDIA
$^{210}\text{Po}:\text{Be}$	4.2	138 d
$^{210}\text{Po}:\text{B}$	2.5	138 d
$^{226}\text{Ra}:\text{Be}$	3.9	1600 años
$^{226}\text{Ra}:\text{B}$	3.0	1600 años
$^{239}\text{Pu}:\text{Be}$	4.5	24100 años
$^{241}\text{Am}:\text{Be}$	4.4	458 años

Tabla 1.3. Ejemplo de fuentes en las que se utiliza la reacción (γ,n) .

FUENTE	ENERGIA DE LOS NEUTRONES (MeV)	VIDA MEDIA
$^{24}\text{Na}:\text{Be}$	0.97	15.0 h
$^{24}\text{Na}:\text{D}_2\text{O}$	0.26	15.0 h
$^{116}\text{In}:\text{Be}$	0.38	54 min
$^{124}\text{Sb}:\text{Be}$	0.024	60 d
$^{140}\text{La}:\text{Be}$	0.75	40 h
$^{226}\text{Ra}:\text{Be}$	0.7 (máxima)	1600 años

La dispersión inelástica existe cuando los núcleos atómicos absorben parte de la energía cinética de los neutrones, de tal manera que el núcleo atómico queda en un estado excitado. La captura de neutrones se da cuando se produce una reacción nuclear del tipo (n,p) , $(\text{n},2\text{n})$, (n,α) , (n,γ) y fisión.

El tipo de interacción que se puede realizar va a depender de la energía de los neutrones y del material irradiado (número atómico del material).

La sección eficaz mide la probabilidad de que ocurra una interacción nuclear y el tipo de ésta. Para el caso de interacciones con neutrones, la sección eficaz depende de la energía de los neutrones y del número másico de los elementos que forman el material irradiado. La unidad que se utiliza para medir la sección eficaz es el barn (b), donde:

$$1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$$

(1.3)

Un proceso importante en la física de neutrones es la dispersión elástica, que se da con neutrones y núcleos de elementos ligeros, en los cuales los procesos de dispersión inelástica son poco probables. En el proceso de dispersión elástica, los neutrones pierden energía cinética al penetrar en el medio dispersor (moderador), hasta quedar en equilibrio térmico con el medio (neutrones térmicos). A este proceso se le conoce como moderación. Es de esta manera cómo se obtienen neutrones térmicos.

La máxima energía transferida (T_{Max}) por los neutrones de masa M y energía E_n a los núcleos de masa m en una dispersión elástica es:

$$T_{\text{Max}} = 4mME_n (M + m)^{-2}$$

(1.4)

En promedio, la pérdida en la energía cinética de los neutrones por choques elásticos es la mitad de T_{Max} .

Coefficiente de atenuación lineal total para neutrones

En este apartado se utilizó la referencia [3].

La sección eficaz total es la suma de las secciones eficaces particulares (dispersión elástica, dispersión inelástica y de absorción), por lo tanto, la sección eficaz total mide la probabilidad de que los neutrones interactúen con los elementos que forman el medio por el cual éstos se mueven. La sección eficaz total es:

$$\sigma_T = \sigma_S + \sigma_A$$

(1.5)

donde:

σ_T = sección eficaz total,

σ_S = sección eficaz de dispersión (elástica o inelástica), y

σ_A = sección eficaz de absorción.

Se define el coeficiente de atenuación lineal total para neutrones (Σ), también llamada sección eficaz total macroscópica, como:

$$\Sigma = N \sigma_T$$

(1.6)

donde.

Σ = coeficiente de atenuación lineal total para neutrones (cm^{-1}).

N = número de núcleos por cm^3 del material, y

σ_T = sección eficaz total.

Cuando un haz de n neutrones monoenergéticos atraviesa un material de espesor dx , la cantidad de neutrones medida después del espesor dx , se ve disminuida por una cantidad dn . Se observa que la disminución es proporcional al coeficiente de atenuación lineal total para neutrones, a la cantidad de neutrones incidentes y al espesor del material dx , así:

$$\boxed{dn = -\Sigma n dx} \quad (17)$$

por lo tanto.

$$\boxed{n(x) = n_0 e^{-\Sigma x}} \quad (18)$$

donde

$n(x)$ = número de neutrones que no ha interactuado después de atravesar un espesor x ,

Σ = coeficiente de atenuación lineal total para neutrones.

n_0 = número de neutrones incidentes, y

x = espesor del material.

1.5 Campo Mixto n - γ

En este apartado se utilizaron las referencias [1], [2].

Una de las reacciones más comunes cuando se tienen neutrones es la reacción (n,γ) . Esta reacción puede ser producida por neutrones de diferentes energías, y es especialmente importante para el caso de neutrones térmicos en la reacción $^1\text{H}(n,\gamma)^2\text{H}$.

La sección eficaz para neutrones térmicos en la reacción anterior es de 0.33 b, y la energía de los rayos gamma es de 2.22 MeV.

Cuando se producen neutrones en los aceleradores de partículas, los neutrones pueden interactuar con diversos materiales hidrogenados que existen cerca de los aceleradores, por lo tanto, es bastante común tener neutrones y rayos gamma, formando un campo mixto de radiación n - γ . La tabla 1.4 muestra otros ejemplos en los que se producen campos mixtos n - γ .

Tabla 1.4. Algunas reacciones que producen campos mixtos n - γ ; [2].

REACCIÓN	SECCIÓN EFICAZ DE CAPTURA PARA NEUTRONES TÉRMICOS (b)
$^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$	0.534
$^{113}\text{Cd}(n,\gamma)^{114}\text{Cd}$	21000
$^{115}\text{In}(n,\gamma)^{116\text{m}}\text{In}$	157
$^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$	98.8

1.6 Rayos Gamma

En este apartado se utilizaron las referencias [1] y [2].

Los rayos gamma son radiación electromagnética emitida por núcleos atómicos o producida en la aniquilación entre materia y antimateria. Los rayos gamma también se pueden ver como un haz de partículas (fotones), cuya masa en reposo vale cero, no tienen carga eléctrica y la energía de cada fotón está dada por:

$$E_{\gamma} = h \nu = h c \lambda^{-1}$$

(19)

donde:

E_{γ} = energía del fotón;

$h = 6.626 \times 10^{-34}$ J s, constante de Planck,

$c = 2.998 \times 10^8$ m s⁻¹, velocidad de la luz en el vacío.

λ = longitud de onda del fotón; y

ν = frecuencia del fotón.

1.7 Interacción de los rayos gamma con la materia

En este apartado se utilizaron las referencias [1] y [2].

Los rayos gamma son considerados como radiación indirectamente ionizante, por su forma de interactuar con la materia (ver capítulo II, sección 2.1). Las principales interacciones entre el fotón y la materia son:

- ◆ Efecto Compton
- ◆ Efecto fotoeléctrico
- ◆ Producción de pares
- ◆ Dispersión Rayleigh (dispersión coherente)
- ◆ Interacción fotonuclear

Las primeras tres interacciones son las más importantes para la dosimetría de la radiación (que es el marco de este trabajo), ya que como resultado de estas interacciones se realiza la transferencia de energía de los fotones a los electrones del medio, que serán los encargados de distribuir la energía en el mismo.

La dispersión Rayleigh: Es dispersión elástica en la que el fotón es desviado un pequeño ángulo de su trayectoria, y sufre una ligera pérdida en su energía cinética. Esta dispersión ocurre para energías del fotón menores que 0.16 MeV. Tiene poca importancia para el depósito de energía en el medio.

Interacción fotonuclear: Se da a energías de unos cuantos MeV, principalmente en las reacciones (γ, n) y (γ, p), pero la contribución de estas interacciones al depósito de energía es menor a un 5 %, en comparación con la producción de pares.

Efecto fotoeléctrico: Se puede pensar como la interacción de un fotón con un electrón que está unido a un átomo. El electrón es arrancado del átomo, y la energía cinética del electrón después de la interacción está dada por:

$$T = h \nu - w$$

(1.10)

donde:

- T = energía cinética del electrón,
- h = constante de Planck,
- ν = frecuencia del fotón, y
- w = energía de amarre.

Este proceso es predominante a energías del fotón relativamente bajas, y en materiales con alto número atómico.

Efecto Compton: Se puede ver como el choque entre un fotón y un electrón "libre", es decir, que no se encuentre ligado a ningún átomo. En esta interacción el fotón cede una parte de su energía cinética al electrón. Este efecto predomina a energías intermedias del fotón.

Producción de pares: Es un proceso de absorción de energía en el cual un fotón desaparece y se producen un electrón y un positrón. Este proceso ocurre en un campo de fuerza coulombiana, generalmente cerca de un núcleo atómico. Para la realización de este evento se requiere una energía mínima del fotón igual a dos veces la energía equivalente a la masa del electrón (m_e).

$$h \gamma = 2 m_e c^2 = 1.022 \text{ MeV.}$$

(1.11)

Este proceso se presenta con mayor probabilidad en fotones de energías altas.

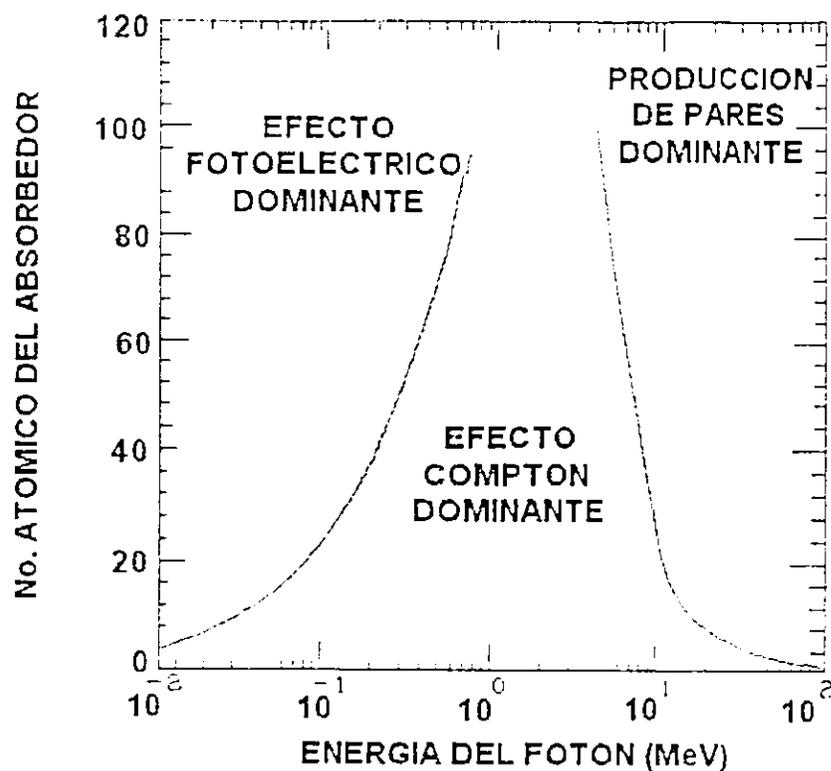
La probabilidad de ocurrencia de los efectos fotoeléctrico, Compton, y de la producción de pares depende de la energía del fotón y del número atómico (Z) del medio irradiado, como se puede observar en la gráfica 1.1.

Atenuación

Cuando un haz de fotones incide sobre un trozo de material, los fotones pueden interactuar con el medio o no. La interacción que experimentan los fotones puede ser debida al efecto fotoeléctrico, al efecto Compton o a la producción de pares; esto hace que los fotones puedan ser absorbidos o dispersados en el medio. A este proceso se le llama atenuación.

Coefficiente de atenuación lineal total (μ)

El coeficiente de atenuación lineal total (μ) es la probabilidad de que un fotón interactúe con el medio irradiado, por unidad de longitud. El valor del coeficiente de atenuación lineal total depende tanto de la energía de los fotones como del número atómico y la densidad del material irradiado. La unidad del coeficiente de atenuación lineal total es cm^{-1} .



Gráfica 1.1. Tipos de reacción dominantes según la energía del fotón y el número atómico del material [1].

Cuando un haz de fotones de intensidad I atraviesa un material de espesor dx , la intensidad del haz medido después del espesor dx , se ve disminuida por una cantidad dI . Se observa que la disminución es proporcional al coeficiente de atenuación lineal total, a la intensidad del haz I y al espesor del material dx , así.

$$dI = -\mu I dx \tag{1.12}$$

por lo tanto:

$$I = I_0 e^{-\mu x} \tag{1.13}$$

donde:

- I = intensidad del haz después de atravesar el material,
- I_0 = intensidad del haz inicial,
- μ = coeficiente de atenuación lineal total, y
- x = espesor del material

El coeficiente de atenuación lineal total es la suma de los coeficientes lineales de atenuación debidos al efecto fotoeléctrico (τ), al efecto Compton (σ) y al efecto de producción de pares (κ). Así:

$$\mu = \tau \text{ (fotoeléctrico)} + \sigma \text{ (Compton)} + \kappa \text{ (producción de pares)}. \tag{1.14}$$

Capítulo II

Interacción de la radiación con la materia

2.1 Radiación ionizante

En este apartado se utilizaron las referencias [1] y [2].

La radiación es energía en movimiento.

Radiación ionizante: Se considera como radiación ionizante, a toda aquella que es capaz de ionizar y excitar átomos del material que es irradiado

La radiación ionizante se clasifica en:

- a) Radiación directamente ionizante: Son partículas cargadas que transfieren energía directamente al material por el cual se mueven, a través de interacciones coulombianas, a lo largo de su trayectoria. Ejemplos de este tipo de radiación son: electrones, protones, partículas alfa, partículas beta, etc.
- b) Radiación indirectamente ionizante: Son partículas no cargadas que al interactuar con un material transfieren energía a las partículas cargadas de éste, a través de interacciones no coulombianas, de esta manera se liberan partículas directamente ionizantes que serán las encargadas de depositar energía en el material. Ejemplos de este tipo de radiación son: neutrones, rayos gamma, rayos X, etc.

Poder de frenado ($-dE/dx$)

El concepto que describe cómo la radiación directamente ionizante deposita energía en un material es el poder de frenado. Este se puede calcular como

$$-dE/dx = \xi Q_{pr}$$

(2 1)

donde

$-dE/dx$ = poder de frenado (MeV cm^{-1});

ξ = probabilidad por unidad de distancia de que ocurra una colisión electrónica (cm^{-1}), y

Q_{pr} = energía promedio depositada por colisión (MeV)

El poder de frenado mide la pérdida de energía de la radiación al penetrar un material, a lo largo de su trayectoria. El poder de frenado va a depender del tipo de radiación, de la energía de ésta y del número atómico del material irradiado

Transferencia Lineal de Energía (LET)

El LET es la cantidad de energía absorbida por el medio irradiado.

En 1970, el ICRU define el LET_{Δ} como el poder de frenado restringido a las pérdidas de energía de la radiación que no excedan un valor Δ , de esta manera se tiene que

$$\text{LET}_\Delta = (-dE/dx)_\Delta$$

(2.2)

El símbolo LET, se relaciona con el poder de frenado no restringido. de esta manera se tiene que:

$$\text{LET}_e = (-dE/dx)$$

(2.3)

Para fines de seguridad radiológica. se considera la ecuación 2.3.

2.2 Kerma

En este apartado se utilizó la referencia [1].

La energía radiante (R) es la energía de las partículas que componen la radiación.

Se define la energía transferida (ϵ_{tr}) en un volumen V, como:

$$\epsilon_{tr} = (R_{in})_u - (R_{out})_{non}^u + \Sigma Q$$

(2.4)

donde:

$(R_{in})_u$ = energía radiante de partículas no cargadas que entran al volumen V;

$(R_{out})_{non}^u$ = energía radiante de partículas no cargadas que salen de V, exceptuando la energía radiante originada por variaciones de energía cinética de partículas cargadas en el interior de V; y

ΣQ = transformación de energía en masa dentro de V (si $m \rightarrow E$ es positiva y si $E \rightarrow m$ es negativa).

Se considera como pérdidas radiativas a la conversión de energía cinética de los electrones secundarios, en fotones; éste es el caso del bremsstrahlung (rayos X) y la aniquilación de pares.

Kerma

Este concepto sólo se define para el caso de radiación indirectamente ionizante

Se define el kerma (K), en un punto P de interés, interno a un volumen V, como:

$$K = d(\epsilon_{tr})_e / dm$$

(2.5)

Donde $(\epsilon_{tr})_e$ es el valor esperado de la energía transferida al interior del volumen finito V, durante un intervalo de tiempo t.

Por lo tanto, el kerma es el valor esperado de la energía transferida a las partículas cargadas por unidad de masa, en un punto P de interés, incluyendo las pérdidas radiativas de energía. Las unidades del kerma son: erg g^{-1} , rad, J kg^{-1} y Gy.

Para la transformación de unidades, se tiene que:

$$1\text{Gy} = 1\text{J kg}^{-1} = 10^7 \text{rad} = 10^4 \text{erg g}^{-1}$$

(2.6)

Relación entre el kerma y la fluencia de energía de fotones

Fluencia de energía (ψ): Es la cantidad de energía que atraviesa una unidad de área. Para el caso de un haz de fotones monoenergéticos, se tiene que:

$$K = \psi (\mu_{tr}/\rho)_{E,Z}$$

(2.7)

donde:

K = kerma ($J kg^{-1}$),

ψ = fluencia de energía en el punto P ($J m^{-2}$), y

$(\mu_{tr}/\rho)_{E,Z}$ = Coeficiente másico de transferencia de energía ($m^2 kg^{-1}$).

El coeficiente de transferencia de energía (μ_{tr}) es la probabilidad, por unidad de espesor, de que un fotón transfiera su energía a las partículas cargadas (electrones) como consecuencia de la interacción con el material irradiado, independientemente del lugar o mecanismo por el cual las partículas cargadas pierdan esta energía. Este coeficiente es función de la energía del fotón y del número atómico del material irradiado.

El coeficiente másico de transferencia de energía es igual al coeficiente de transferencia de energía dividido por la densidad del material irradiado.

Para el caso de un haz de fotones con un espectro de energía, se tiene que:

$$K = \int \psi'(E) (\mu_{tr}/\rho)_{E,Z} dE$$

(2.8)

donde:

K = kerma ($J kg^{-1}$);

$(\mu_{tr}/\rho)_{E,Z}$ = coeficiente másico de transferencia de energía ($m^2 kg^{-1}$),

$\psi'(E)$ = distribución diferencial de fluencia de energía de fotones ($J m^{-2} keV^{-1}$); y

dE = incremento de energía (keV)

Relación entre el kerma y la fluencia de neutrones

Para el caso de neutrones se define el factor kerma, que está dado por

$$(F_k)_{E,Z} = (\mu_{tr}/\rho)_{E,Z} E$$

(2.9)

donde:

$(F_k)_{E,Z}$ = factor kerma ($cm^2 rad$ por neutrón),

$(\mu_{tr}/\rho)_{E,Z}$ = coeficiente másico de transferencia de energía para neutrones ($cm^2 g^{-1}$); y

E = energía de los neutrones ($g rad$ por neutrón).

con el material irradiado, independientemente del lugar o mecanismo por el cual las partículas cargadas pierdan esta energía. Este coeficiente es función de la energía del neutrón y del número atómico del material irradiado.

El coeficiente masico de transferencia de energía para neutrones es el coeficiente de transferencia de energía para neutrones dividido por la densidad del material irradiado.

Para transformar las unidades de la energía de MeV por neutrón a g rad por neutrón se utiliza la siguiente regla de transformación:

$$E \text{ (MeV por neutrón)} \times 1.602 \times 10^{-6} \text{ erg MeV}^{-1} \times 10^2 \text{ g rad erg}^{-1} \\ = E \text{ (g rad por neutrón)}$$

(2 10)

La fluencia de neutrones (ϕ) es la cantidad de neutrones que atraviesan una unidad de área.

La relación entre el kerma y el flujo de neutrones es:

a) Para el caso de un haz de neutrones monoenergéticos:

$$K = \phi (F_n)_{E,Z}$$

(2 11)

donde:

K = kerma (rad),

$(F_n)_{E,Z}$ = factor kerma (rad cm² por neutrón), y

ϕ = fluencia de neutrones con energía E (neutrones cm⁻²)

b) Para el caso de un haz de neutrones con un espectro de energía, se tiene que:

$$K = \int_E \phi'(E) (F_n)_{E,Z} dE$$

(2 12)

donde:

K = kerma (rad),

$\phi'(E)$ = variación de la fluencia de neutrones con respecto a la energía (neutrones cm⁻² MeV⁻¹),

$(F_n)_{E,Z}$ = valor del factor kerma (rad cm² por neutrón), y

dE = incremento de la energía (MeV).

Componentes del kerma

El kerma de rayos X o γ , es la energía que estos transfieren a los electrones por unidad de masa. Los electrones secundarios pueden disipar su energía cinética de las siguientes formas:

- Por medio de interacciones coulombianas con los electrones atómicos del material irradiado, esto produce ionización o estados excitados en los átomos vecinos a las trayectorias de los electrones secundarios. A esta interacción se le llama interacción por colisión.

- Por interacciones radiativas con el campo de fuerza coulombiana nuclear, debido a las cuales se producen rayos X, que son emitidos al desacelerarse los electrones. Los rayos X poseen un poder de penetración mayor que las partículas cargadas, de tal manera que trasladan energía a lugares distantes de las trayectorias de los electrones. A esta interacción se le llama interacción radiativa.

De tal manera que el kerma se puede dividir en dos partes, de acuerdo al tipo de interacción que tienen los electrones secundarios con el medio.

1. Kerma de colisión: Es la parte que está relacionada con la interacción de colisión, y
2. Kerma radiativo: Es la parte que está relacionada con la interacción radiativa

De esta forma se tiene que:

$$K = K_c + K_r$$

(2.13)

donde

K = kerma.

K_c = kerma de colisión, y

K_r = kerma radiativo.

Para el caso de neutrones la interacción primaria genera protones y núcleos de retroceso, para los cuales el K_r es pequeño, por lo tanto

$$K = K_c$$

(2.14)

Energía neta transferida

Se define la energía neta transferida (ϵ_{tr}^n) como:

$$\epsilon_{tr}^n = (R_{in})_u - (R_{out})_u^{nonr} - R_u^r + \Sigma Q = \epsilon_u - R_u^r$$

(2.15)

donde:

$(R_{in})_u$ = energía radiante de partículas no cargadas entrando al volumen V .

$(R_{out})_u^{nonr}$ = energía radiante de partículas no cargadas que salen de V , exceptuando la energía radiante originada por variaciones de energía cinética de partículas cargadas en el interior de V ; y

R_u^r = energía radiante emitida por pérdidas radiativas de partículas cargadas que se originaron en V ; y

ΣQ = transformación de energía en masa dentro de V (si $m \rightarrow E$ es positiva y si $E \rightarrow m$ es negativa)

Se puede relacionar la energía neta transferida con el kerma de colisión de la siguiente manera:

$$\boxed{K_c = d\varepsilon_{tr}^n/dm} \quad (2.16)$$

donde ε_{tr}^n es el valor esperado de la transferencia neta de energía.

Por lo tanto el kerma de colisión es el valor esperado de la transferencia de energía a las partículas cargadas por unidad de masa en un punto de interés, excluyendo las pérdidas radiativas de las partículas cargadas.

Nota: el kerma radiativo K_r , se puede expresar como la diferencia entre K y K_c . También se puede obtener como:

$$\boxed{K_r = dR'_d/dm} \quad (2.17)$$

Relación entre el kerma de colisión y la fluencia de energía para fotones

Para un haz de fotones monoenergéticos, se tiene que:

$$\boxed{K_c = \psi (\mu_{en}/\rho)_{E,Z}} \quad (2.18)$$

donde:

K_c = kerma de colisión ($J\ kg^{-1}$);

ψ = fluencia de energía ($J\ m^{-2}$); y

$(\mu_{en}/\rho)_{E,Z}$ = coeficiente másico de absorción de energía ($m^2\ kg^{-1}$).

El coeficiente de absorción de energía (μ_{en}), es la probabilidad de que la energía depositada por un fotón en un volumen se quede en éste por unidad de espesor del material irradiado. La relación entre el coeficiente de transferencia de energía y el coeficiente de absorción está dada por:

$$\boxed{\mu_{en} = \mu_{tr} (1 - g)} \quad (2.19)$$

donde g es la fracción promedio de energía de las partículas cargadas (electrones) que se pierde en interacciones radiativas (bremsstrahlung), μ_{en} depende de la energía del fotón, del número atómico y de la densidad del medio.

El coeficiente másico de absorción de energía es igual al coeficiente de absorción de energía dividido por la densidad del material irradiado.

Para un haz de fotones con un espectro de energía, se tiene que

$$\boxed{K_c = \int_E \psi'(E) (\mu_{en}/\rho)_{E,Z} dE} \quad (2.20)$$

donde

K_c = kerma de colision ($J kg^{-1}$).

$\Psi'(E)$ = distribución diferencial de la fluencia de energía de fotones ($J m^{-2} keV^{-1}$).

$(\mu_{en}/\rho)_{E,Z}$ = coeficiente másico de absorción de energía ($m^2 kg^{-1}$), y

dE = incremento de energía (keV).

Tasa de kerma

La tasa de kerma en un punto P está dada por:

$$\dot{K} = dK/dt$$

(2.21)

2.3 Dosis absorbida (D)

En este apartado se utilizó la referencia [1].

Se define la energía impartida (ϵ) por la radiación ionizante a un material de masa m y volumen V finito como:

$$\epsilon = (R_{in})_u - (R_{out})_u + (R_{in})_c - (R_{out})_c + \Sigma Q$$

(2.22)

donde:

$(R_{in})_u$ = energía radiante de partículas no cargadas entrando a V ;

$(R_{out})_u$ = energía radiante de todas las partículas no cargadas saliendo de V ;

$(R_{in})_c$ = energía radiante de partículas cargadas entrando a V ;

$(R_{out})_c$ = energía radiante de partículas cargadas saliendo de V ; y

ΣQ = transformación de energía en masa dentro de V (si $m \rightarrow E$ es positiva y si $E \rightarrow m$ es negativa)

La dosis absorbida (D) se define como:

$$D = d\epsilon/dm$$

(2.23)

La dosis absorbida es el valor esperado de la energía impartida al material por unidad de masa en un punto. Las unidades más usadas para medir dosis absorbida son: rad y gray.

El valor promedio de la dosis absorbida a través de un volumen de masa m es $D = (\epsilon)_c/m$ donde $(\epsilon)_c = D m$ es llamada dosis integral.

La tasa de dosis absorbida (\dot{D}) se define como:

$$\dot{D} = dD/dt$$

(2.24)

2.4 Equivalente de dosis (H)

En este apartado se utilizaron las referencias [1], [2] y [4].

El equivalente de dosis se define como:

$$H = D Q N$$

(2.25)

donde:

D = dosis absorbida.

Q – factor de calidad de la radiación, y

N = producto de factores modificadores (generalmente se asigna el valor de uno)

El equivalente de dosis trata de valorar el daño biológico producido por la radiación. Ya que no toda la radiación deposita de igual manera su energía en el medio irradiado, ni todos los tejidos tienen la misma sensibilidad a la radiación, es necesario conocer el tipo de radiación, energía de esta y el tipo de material irradiado (número atómico), para poder evaluar el daño biológico producido por la radiación.

Factor de calidad (Q).

El factor de calidad Q es una variable adimensional. Este factor valora el probable daño biológico causado por los diferentes tipos de radiación ionizante. Los valores de Q son obtenidos experimentalmente, evaluando los efectos biológicos ocasionados por la radiación en el ser humano. El factor Q es tomado por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) como una función de la transferencia lineal de energía (L_T), que es equivalente al poder de frenado (-dE/dx), ver ecuación 2.3

La gráfica 2.1 muestra un ejemplo de la relación entre el factor de calidad y el poder de frenado. El poder de frenado está relacionado en forma directa con la producción de partículas cargadas secundarias. A mayor densidad de partículas cargadas secundarias es mayor el daño biológico por unidad de dosis.

El factor Q es utilizado únicamente en aplicaciones rutinarias de protección radiológica, y no es conveniente utilizarlo cuando se tienen exposiciones accidentales de altos niveles de radiación.

El factor de calidad no tiene unidades, pero al equivalente de dosis se le asigna como unidad el sievert (Sv)

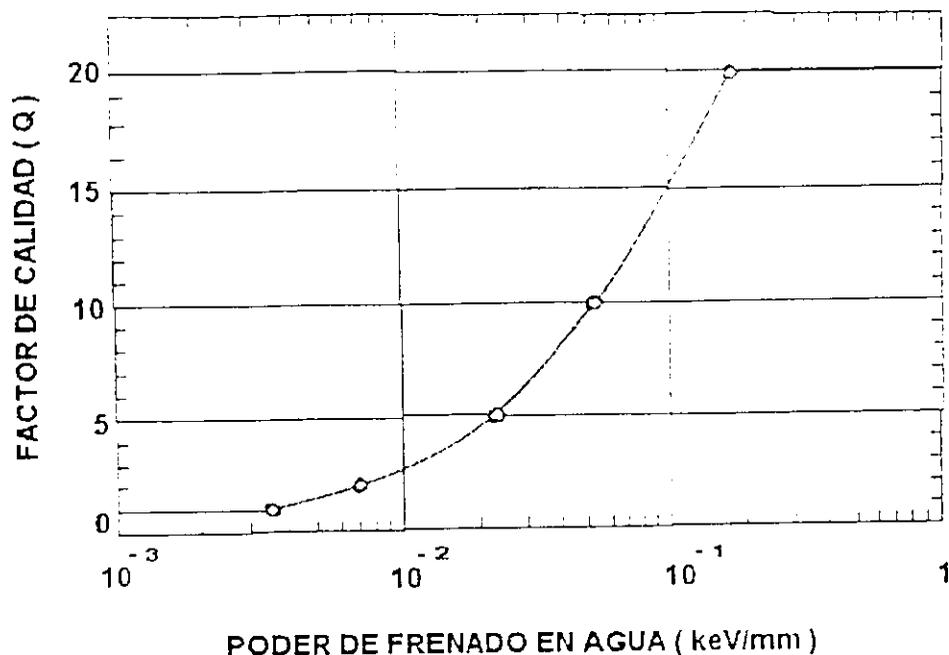
$$1 \text{ Sv} = 1 \text{ J kg}^{-1}$$

(2.26)

Existía anteriormente otra unidad para el equivalente de dosis, el rem. La relación entre el Sv y el rem es:

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

(2.27)



Gráfica 2.1. La gráfica muestra al factor Q cómo función del poder de frenado en agua [1].

El factor de calidad depende del tipo de radiación. Las tablas 2.1 y 2.2 muestran algunos ejemplos de esta dependencia

Para el caso de neutrones es más común medir la fluencia que la dosis. La publicación No 91 del NCRP de 1987, muestra la equivalencia entre las fluencias de neutrones de diferentes energías, y el equivalente de dosis de 1 mSv. La tabla 2.3 muestra esta relación.

Tabla 2.1. Muestra al factor de calidad para algunos tipos de radiación[4]

TIPO DE RADIACION	FACTOR DE CALIDAD
RAYOS X, RAYOS GAMMA, ELECTRONES Y POSITRONES	1
PARTICULAS CARGADAS LET PROMEDIO EN AGUA. (MeV cm⁻¹)	
menor de 35	2
35 - 70	2 - 4
70 - 230	4 - 10
230 - 530	10 - 20
530 - 1750	20 - 40
1750 en adelante	40

Tabla 2.2. Muestra al factor de calidad para neutrones de diferentes energías[4].

ENERGÍA DE LOS NEUTRONES (MeV)	FACTOR Q
térmicos	5
0.0001	4
0.01	5
0.1	15
0.5	22
1.0	22
10	13

NCRP, 1987

Tabla 2.3. Relación entre la fluencia de neutrones y el equivalente de dosis igual a 1 mSv [2].

ENERGÍA DE LOS NEUTRONES	FLUENCIA DE NEUTRONES EQUIVALENTE A 1 mSv (x 10 ⁶ neutrones cm ⁻²)
0.025 eV	48.9
0.1 eV	48.9
1.0 eV	40.3
10 eV	40.3
100 eV	41.7
1 keV	48.9
10 keV	50.5
100 keV	8.3
500 keV	1.94
1 MeV	1.37
5 MeV	1.15
10 MeV	1.22
14 MeV	0.865
60 MeV	0.790
100 MeV	1.01
400 MeV	0.720

Capítulo III

Dosimetría de campo mixto n- γ

3.1 Dosimetría

En este apartado se utilizaron las referencias [1] y [5].

Dosimetría de la radiación (dosimetría) es la medida de la dosis absorbida, o de la tasa de dosis, resultante de la interacción de la radiación ionizante con la materia.

Dosímetro

Un dosímetro puede ser definido generalmente como un instrumento que tiene la capacidad de producir una lectura r , que es una medida de la dosis absorbida D_g depositada en un volumen sensible V por la radiación ionizante. Generalmente se espera que la respuesta r tenga una relación lineal con la dosis absorbida D_g , aunque esto no siempre ocurre o puede ocurrir parcialmente para un intervalo de dosis.

Características de los dosímetros

Se pueden señalar algunas características generales de los dosímetros:

1.- Capacidad de ser absoluto: Un dosímetro absoluto puede medir la dosis absorbida en un volumen sensible de manera autónoma; esto es, no requiere ninguna comparación con un patrón. Se conocen tres tipos de dosímetros absolutos, que son: calorímetros, cámaras de ionización y solución de sulfato ferroso (Fricke). Estos no son calibrados radiológicamente, aunque pueden requerir calibraciones eléctricas, químicas, etc. Los demás dosímetros en uso son no-absolutos o secundarios y requieren ser comparados o calibrados radiológicamente con un absoluto para poder usarse.

2.- Precisión y exactitud: La precisión o reproducibilidad de la medida de un dosímetro tiene que ver con fluctuaciones estadísticas asociadas a las características del instrumento con las que se realiza la medición, condiciones ambientales, etc. y a la naturaleza estocástica del campo de radiación. La precisión puede estimarse a partir de repetir una medida N veces y calcular su desviación normal. La exactitud mide qué tan cerca está el valor esperado de una medida del valor real de la cantidad medida. La cantidad que un dosímetro es capaz de medir con más exactitud es la dosis absorbida en su propio volumen sensible.

3.- Intervalos de dosis que se pueden utilizar: El intervalo de dosis útil para un dosímetro depende de tres características:

a.- La sensibilidad a la dosis que se define como:

$$\text{Sensibilidad} = dr/d\bar{D}_g$$

(3.1)

donde r es la respuesta del dosímetro a la radiación y \bar{D}_g es la dosis absorbida por el mismo. Resulta conveniente que la sensibilidad tenga un valor constante en todo el intervalo de dosis en el que se desea usar, lo que garantiza una respuesta lineal del dosímetro con la dosis.

b.- El limite inferior útil: Es definido como el mínimo valor de dosis que un dosímetro puede leer confiablemente, y puede depender de la capacidad mínima del instrumento utilizado, de la radiación de fondo, y del limite de sensibilidad del dosímetro.

c.- El limite superior útil: Es definido como el valor máximo de dosis que un dosímetro puede leer confiablemente, y tiene que ver con fenómenos de saturación o de daño del dosímetro. Eventualmente también depende de la capacidad máxima del equipo lector utilizado

4.- Dependencia de la respuesta con la tasa de dosis: Es conveniente que no haya dependencia de la respuesta de un dosímetro con la tasa de dosis en la que puede usarse. En caso de existir, esta característica puede limitar su funcionamiento, tanto para dosímetros que integren la respuesta en el tiempo, como en aquellos que son medidores de tasa de dosis.

5.- Estabilidad: Se desea que el comportamiento de los dosímetros sea estable antes, durante y después de la irradiación. Si esto no ocurre, hay que regresarlos a su estado inicial (antes de usarse), o estimar los cambios ocurridos no ocasionados por la radiación.

6.- Dependencia con la energía: La lectura r del dosímetro puede depender de la energía de la radiación o calidad del haz. Esta dependencia, asociada con la transferencia lineal de energía, es fundamental y representa la eficiencia en energía del dosímetro, o sea su capacidad para dar la misma lectura para la misma cantidad de energía absorbida en su volumen sensible, independientemente del tipo de radiación que incida o de su calidad.

7.- Geometría: La geometría del dosímetro debe ser parecida a la del volumen de interés del material cuya dosis se va a medir.

Teoría de cavidades

Para medir la dosis en un medio irradiado se introduce un dosímetro. A este volumen sensible a la radiación se le llama cavidad y puede ser un gas, un líquido o un sólido. La finalidad es medir la dosis absorbida por el dosímetro y a partir de la medida estimar dosis absorbida por el medio bajo estudio.

Normalmente la cavidad representa una discontinuidad en el medio debido a que el número atómico y la densidad son diferentes a las del medio irradiado. Por lo tanto, se tiene que tomar en cuenta que la cavidad sea lo más parecida al medio.

La teoría de Bragg-Gray (B-G) establece que si:

- I. El tamaño de la cavidad es tal, que sus dimensiones no son mayores que el alcance máximo de los electrones secundarios, y
- II. La dosis absorbida por la cavidad es debida únicamente a las partículas cargadas que atraviesan el material,

entonces:

$$D_w/D_g = (dT/pdx)_{c,w}/(dT/pdx)_{c,g}$$

(3.2)

donde:

D_w = dosis en el medio w ,

D_g = dosis en el medio g ,

$(dT/pdx)_{c,w}$ = poder de frenado de colisión másico en el medio w , y

$(dT/pdx)_{c,g}$ = poder de frenado de colisión másico en el medio g

La figura 3.1 muestra una interfaz g que divide a un medio w , en donde se aplica la teoría de Bragg-Gray

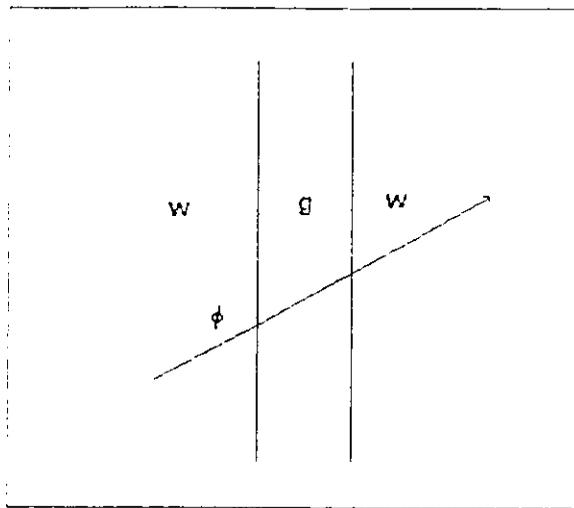


Figura 3.1. Se tiene una interfaz g que divide a un medio w , y una fluencia ϕ de partículas cargadas que cruzan la interfaz.

Equilibrio de partícula cargada (EPC)

El equilibrio de partícula cargada existe en un volumen V , si cada partícula cargada de un tipo y energía saliendo de V , es reemplazada por otra partícula idéntica de igual energía entrando a V . Esto se puede escribir como:

$$(R_{in})_c = (R_{out})_c$$

(3.3)

El equilibrio de partícula cargada se representa esquemáticamente en la figura 3.2

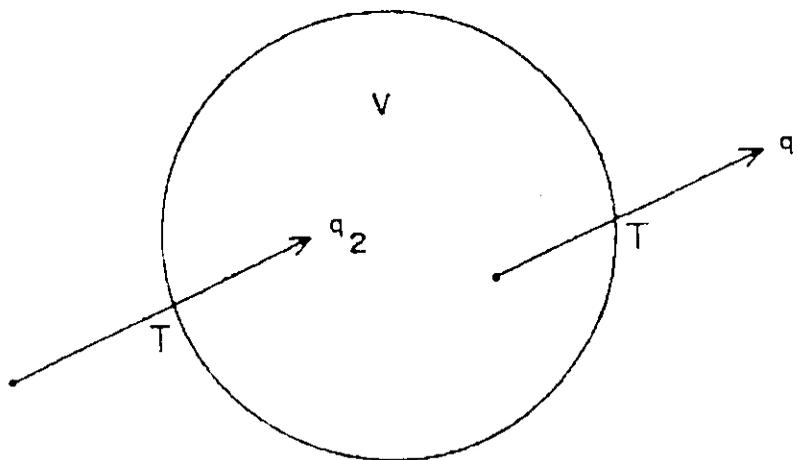


Figura 3.2 Se considera un volumen V de interés. Existe equilibrio de partícula cargada si cada partícula cargada q_1 de un tipo y energía cinética T saliendo de V , es reemplazada por otra partícula q_2 idéntica de igual energía cinética T entrando a V

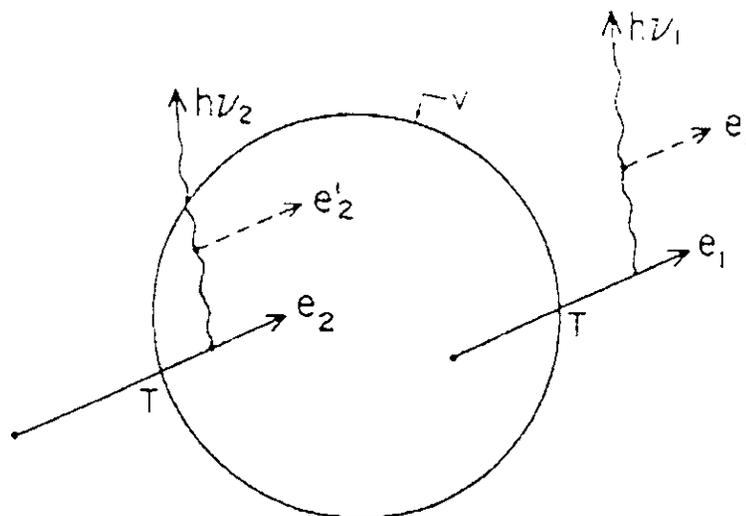


Figura 3.3. Un electrón e_2 entra al volumen V con energía cinética T y un electrón e_1 sale del mismo volumen con igual energía cinética T , existe equilibrio de partícula cargada. Si el electrón e_1 emite un rayo X ($h\nu_1$), e_2 también emite un rayo X ($h\nu_2$) idéntico. Si $h\nu_2$ escapa de V , entonces $(R_{out})_u = h\nu_2 = h\nu_1 = R'_{out}$, y $(R_{out})_{out}^{nor} = 0$, por lo tanto se cumple la ecuación 3.4. Sin embargo, si $h\nu_2$ es absorbida en V , y produce un electrón secundario e'_2 entonces $(R_{out})_u = 0$, pero $R'_{out} = h\nu_1$ y $(R_{out})_{out}^{nor} = 0$, y no se cumple la ecuación 3.4 [1].

Tomando la ecuación (2.22), de la energía impartida, $\varepsilon = (R_{in})_u - (R_{out})_u + (R_{in})_c - (R_{out})_c + \Sigma Q$ y si se considera que existe EPC, entonces:

$$\boxed{\varepsilon = (R_{in})_u - (R_{out})_u + \Sigma Q} \quad (3.3)$$

Por otro lado, tomando la ecuación de la energía neta transferida, ecuación (2.15), $\varepsilon_{tr}^n = (R_{in})_u - (R_{out})_u^{nor} - R'_{out} + \Sigma Q$, y si para cualquier interacción radiativa producida por una partícula cargada cuando ya salió de V es reemplazada por una interacción idéntica adentro de V (ver figura 3.3), entonces:

$$\boxed{(R_{out})_u = (R_{out})_u^{nor} + R'_{out}} \quad (3.4)$$

por lo tanto:

$$\boxed{\varepsilon_{tr}^n = (R_{in})_u - (R_{out})_u + \Sigma Q} \quad (3.5)$$

de donde

$$\boxed{\varepsilon = \varepsilon_{tr}^n} \quad (3.6)$$

y por lo tanto:

$$\boxed{D \stackrel{EPC}{=} K} \quad (3.7)$$

Interpretación de la medida de dosis

Sí existe equilibrio de partícula cargada se pueden establecer las siguientes relaciones.

a) Para fotones monoenergéticos:

$$D = K_c = \psi (\mu_{en}/\rho)_{E,Z}$$

(3.8)

b) Para neutrones monoenergéticos:

$$D = K = \phi (F_n)_{E,Z}$$

(3.9)

3.2 Dosimetría de campo mixto neutrón-gamma n-γ

En este apartado se utilizó la referencia [1].

Generalmente los neutrones producen más efectos biológicos por unidad de dosis absorbida que los rayos gamma, por lo tanto es deseable separar la dosis debida a rayos gamma y a neutrones en un campo mixto.

En la dosimetría de neutrones es importante especificar el material de referencia para el cual se obtuvo la lectura de la dosis. Generalmente, el interés es determinar efectos de la radiación en el cuerpo humano, por lo tanto, el kerma o la dosis en el tejido muscular es la referencia en la cual se basa la dosimetría.

El agua no es del todo un buen sustituto del tejido muscular para neutrones y fotones por las siguientes razones: El agua tiene 1/9 de hidrógeno en peso, y el tejido muscular tiene 1/10 de hidrógeno en peso; el agua no contiene nitrógeno, por lo tanto, no se puede producir la reacción $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ para neutrones térmicos. Mientras $(\mu_{en}/\rho)_{\text{musc}}$ es el 99 % del $(\mu_{en}/\rho)_{\text{agua}}$ para rayos gamma de 1 MeV de energía; $(F_n)_{\text{musc}}$ es únicamente el 91 % de $(F_n)_{\text{agua}}$ para neutrones de 1 MeV de energía.

Ecuaciones de la respuesta dosimétrica en un campo mixto n-γ

La ecuación general de la respuesta de un dosímetro en un campo mixto neutrón-gamma, se puede escribir como:

$$Q_{n,\gamma} = A D_\gamma + B D_n$$

(3.10)

donde:

$Q_{n,\gamma}$ = respuesta total del dosímetro, debida al efecto combinado de los rayos gamma y de los neutrones;

A = respuesta por unidad de dosis absorbida, en un tejido, debida a los rayos gamma (sensibilidad a rayos gamma);

B = respuesta por unidad de dosis absorbida, en un tejido, debida a los neutrones (sensibilidad a neutrones);

D_γ = dosis absorbida en el tejido, debida a los rayos gamma; y

D_n = dosis absorbida en el tejido, debida a los neutrones

Para medir dosis en un campo mixto neutron-gamma, se utilizan dos dosímetros con diferente valor de B/A, de tal manera que se puede establecer el siguiente sistema de ecuaciones:

$$\begin{aligned} Q_{1n,\gamma} &= A_1 D_\gamma + B_1 D_n \\ Q_{2n,\gamma} &= A_2 D_\gamma + B_2 D_n \end{aligned}$$

(3.11)

donde 1 y 2 son los diferentes dosímetros utilizados.

Pueden existir tres diferentes situaciones para el sistema dosimétrico en un campo mixto n- γ , que son:

- 1.- Dosímetros para neutrones que son relativamente insensibles a rayos gamma.
- 2.- Dosímetros para rayos gamma que son relativamente insensibles a neutrones.
- 3.- Dosímetros que tienen una sensibilidad comparable para ambos tipos de radiación.

Los dosímetros (dosímetros termoluminiscentes) utilizados en este trabajo son del tipo 2 y 3. Por lo tanto el sistema de ecuaciones que se plantea es:

$$\begin{aligned} Q_{2n,\gamma} &= A_2 D_\gamma \\ Q_{3n,\gamma} &= A_3 D_\gamma + B_3 D_n \end{aligned}$$

(3.12)

3.3 Dosímetros termoluminiscentes

En este apartado se utilizaron las referencias [1] y [5].

Un dosímetro termoluminiscente (TL) es un cristal que consiste en una pequeña masa (1 a 100 mg) de un material dieléctrico que contiene impurezas; se utilizan cristales que tienen activadores apropiados para que se produzca el fenómeno de la termoluminiscencia. Los activadores, que se encuentran en pequeña cantidad, forman dos tipos de centros o imperfecciones de la red cristalina: trampas para electrones y huecos, es decir, pozos de potencial eléctrico que capturan o retienen a los portadores de carga por cierto periodo de tiempo, y centros luminiscentes que, estando localizados cerca de las trampas emiten luz cuando se recombinan con algunos de los portadores de carga. Estos centros están localizados en la banda de energía prohibida del cristal.

Un modelo que explica el proceso TL fue sugerido por Randall y Wilkins y propone que éste ocurre cuando la radiación ionizante cede energía a un electrón, lo que permite a éste pasar de la banda de valencia del cristal a la banda de conducción, en donde se mueve hasta caer en una trampa para electrones, situada en la banda de niveles prohibidos de energía. Al mismo tiempo, el hueco producido por la vacancia se mueve a la banda de valencia hasta que se encuentra con una trampa para huecos. La energía potencial, que es la diferencia en energía entre la banda de conducción y la trampa para electrones, y entre la trampa de valencia y la trampa para huecos, es decir, la profundidad de la trampa E, debe ser lo suficientemente grande para que ambos tipos de portadores de carga permanezcan atrapados por largo periodo de tiempo, hasta que se liberen por medios térmicos. Al suministrar energía térmica suficiente al electrón, éste puede salir de la trampa y llegar a la banda de conducción y eventualmente puede caer en un centro luminiscente, o en una trampa para huecos que se supone tiene acoplado uno muy cerca, y se recombina. La recombinación da como resultado la emisión de un fotón luminoso, que es la base de la termoluminiscencia. La figura 3.4 muestra un diagrama de niveles que ilustra el proceso termoluminiscente.

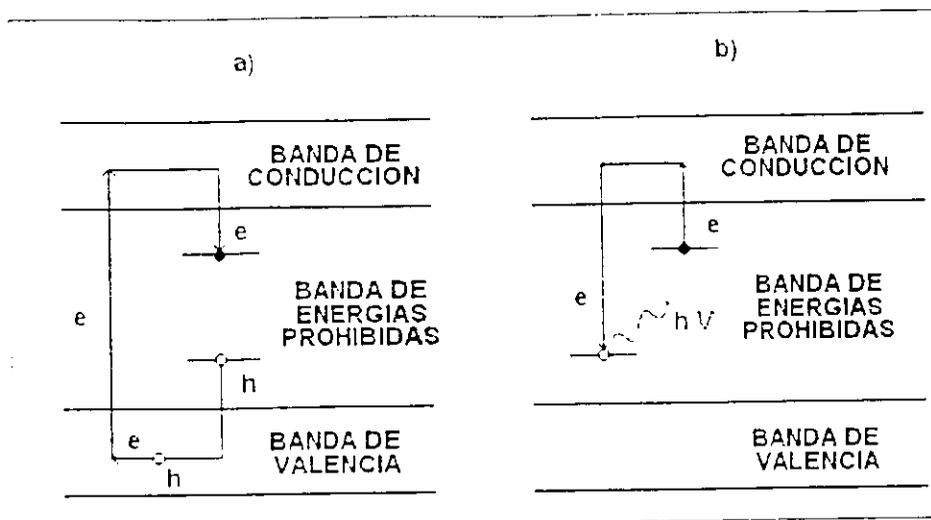


Figura 3.4. Diagrama de niveles de energía que ilustra el fenómeno de la termoluminiscencia en dos etapas. En a) se muestra la etapa de excitación de un electrón que estaba en la banda de valencia, y en b) se muestra la etapa de recombinación de un electrón con un hueco.

La probabilidad de escape por segundo p , para electrones atrapados, está dada en términos de la temperatura absoluta T por medio de la ecuación:

$$p = 1/\tau = \alpha e^{-(E/kT)}$$

(3.13)

donde.

p = probabilidad de escape por segundo.

τ = vida promedio en la trampa.

α = factor de frecuencia.

T = temperatura absoluta (K).

E = energía de la trampa (eV), y

k = constante de Boltzman.

De esta expresión se desprende que al aumentar la temperatura del cristal linealmente con el tiempo, empezando en la temperatura ambiente, habrá un incremento en la tasa de escape de los electrones atrapados, que será máxima a una temperatura T_m , disminuyendo gradualmente después al irse agotando el número de electrones atrapados. Suponiendo que al ir calentando el cristal la intensidad de la luz emitida es proporcional al número de electrones que escapan, a la temperatura T_m se tendrá un máximo o pico termoluminiscente. A este pico se le llama pico de brillo. La existencia de trampas a diferentes profundidades da origen a muchos picos de brillo.

El valor T_m se relaciona con la tasa de calentamiento lineal q ($^{\circ}\text{C/s}$) mediante la relación de Randall-Wilkins:

$$E/k T_m^2 = (\alpha/q) e^{-(E/k T_m)}$$

(3.14)

Aunque no es obvio, T_m crece gradualmente cuando q crece

Cuando se tiene un solo pico de brillo pasa lo siguiente. al iniciar el calentamiento, la energía cedida al portador de carga es tan poca que la probabilidad de que éste escape de la trampa es prácticamente cero; al ir aumentando la temperatura la probabilidad de que el portador de carga escape aumenta, y cuando el cristal alcanza la temperatura máxima T_m asociada a la energía E o profundidad de la trampa, la probabilidad de escape es máxima. A temperaturas mayores que T_m la probabilidad de escape sigue siendo máxima pero el número de electrones liberados baja considerablemente, ya que la mayor parte de las trampas fueron vaciadas a la temperatura T_m . Los fotones emitidos están en la región del visible y son la base de la respuesta TL. La figura 3.5 muestra un pico de brillo

La respuesta TL puede amplificarse y transformarse de luz a un pulso eléctrico mediante un tubo fotomultiplicador y se obtiene, con ayuda de una graficadora o computadora asociada al lector, una curva de corriente contra temperatura o tiempo.

La integral de esta curva durante todo el tiempo de calentamiento es proporcional a la luz emitida por el cristal TL.

El parámetro dosimétrico a medir (es decir, la respuesta del dosímetro) puede ser:

- 1.- el área de la curva de brillo,
- 2.- el área bajo uno o varios picos de la curva de brillo, o
- 3.- la altura de algunos de los picos de la curva de brillo

En este trabajo el parámetro que se decidió medir es el área bajo la curva de brillo.

Debido a que estas cantidades dependen del volumen irradiado del dosímetro, se utilizan debidamente normalizadas por la masa de cada dosímetro.

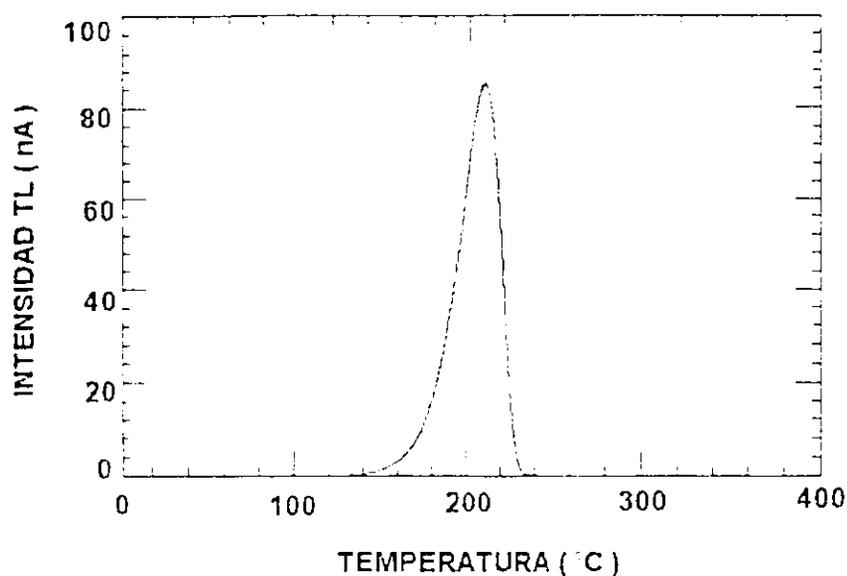


Figura 3.5 Un pico de brillo [5]

3.4 Dosimetría termoluminiscente en campo mixto n-γ

En este apartado se utilizaron las referencias [1], [2], [6], [7], [8], [9], [10], [11], [12], [13], [14], [15], [16] y [17].

Para poder discriminar la dosis absorbida debida a cada una de las componentes del campo mixto, en la dosimetría termoluminiscente se utilizan pares de dosímetros termoluminiscentes (TL) tradicionalmente el TLD-600 y el TLD-700.

Los dosímetros TLD-600 y TLD-700 son una variedad de dosímetros TL, hechos a base de fluoruro de litio (LiF) e impurezas de magnesio (Mg) y titanio (Ti) (LiF:Mg,Ti). Estos cristales son producidos comercialmente por Harshaw Chemicals of USA. La diferencia entre cada variedad de dosímetros es la concentración de isótopos de litio (^6Li y ^7Li).

Los dosímetros que produce Harshaw Chemicals, hechos a base de fluoruro de litio son TLD-100, TLD-600 y TLD-700. La diferencia en concentración de isótopos de litio se da en la siguiente tabla 3.1.

Tabla 3.1. Tipo de dosímetro y concentración de los diferentes isótopos de Li [2], [3] y [12].

DOSIMETRO	CONCENTRACION DE ^6Li %	CONCENTRACION DE ^7Li %
TLD-100	7.5	92.5
TLD-600	95.6	4.4
TLD-700	0.01	99.99

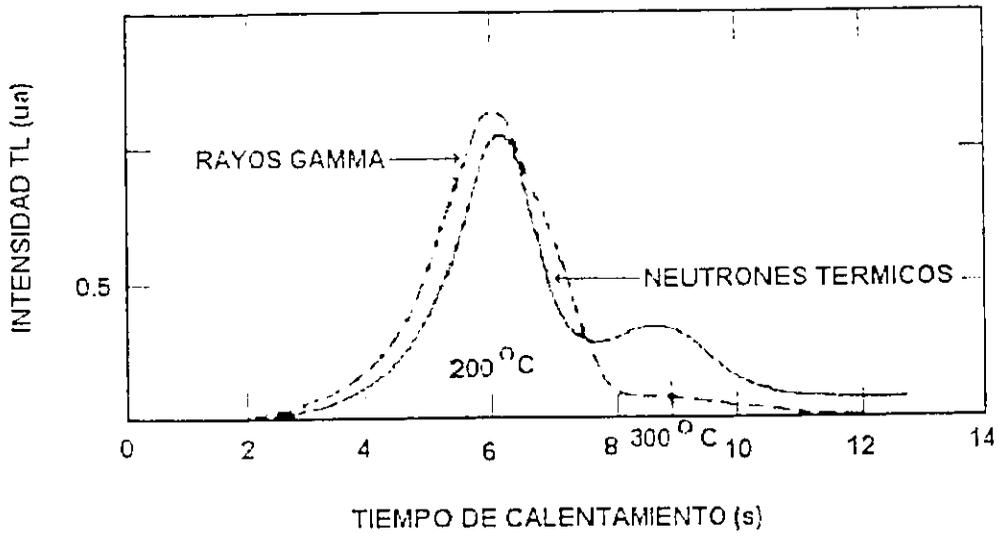
La gráfica 3.1 presenta curvas de brillo obtenidas con el dosímetro TLD-100, irradiado con rayos gamma y con neutrones térmicos. Las curvas de brillo que se obtienen con los dosímetros TLD-600 y TLD-700, cuando se irradian con rayos gamma y con neutrones térmicos, son semejantes a las curvas de brillo obtenidas con el dosímetro TLD-100. Esto se debe a las diferentes interacciones nucleares que se pueden producir con los neutrones en los dosímetros.

Para neutrones térmicos las principales interacciones que se pueden producir con los nucleidos que forman los dosímetros TL se muestran en la tabla 3.2

Tabla 3.2. Reacciones más comunes que se pueden obtener con neutrones térmicos y los isótopos que forman los dosímetros TL [11] y [12].

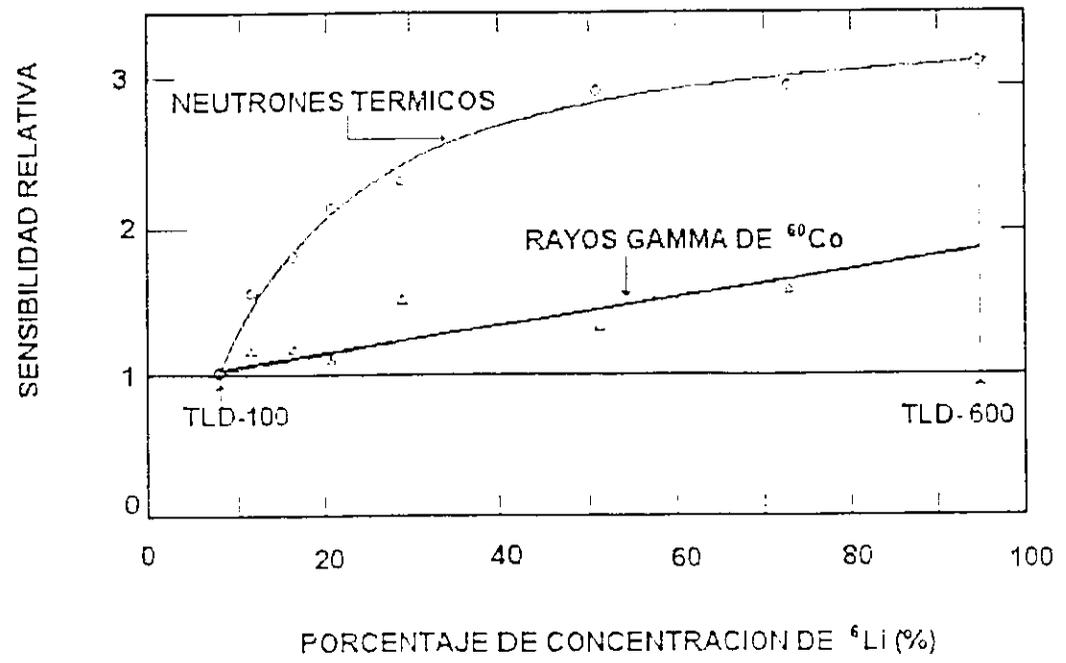
REACCION	SECCION EFICAZ (b)
$^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$	945
$^6\text{Li}(n,\gamma)$	40×10^{-3}
$^7\text{Li}(n,\gamma)$	33×10^{-3}
$^{19}\text{F}(n,\gamma)$	9×10^{-3}

Como se puede ver la reacción más probable para neutrones térmicos es $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$, que es la principal fuente de depósito de energía en el dosímetro.



Gráfica 3.1 Curvas de brillo del TLD-100 irradiado con neutrones térmicos y con rayos gamma provenientes de una fuente de ⁶⁰Co [1]

La reacción ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ tiene un valor Q de 4.78 MeV, lo que al incidir un neutrón térmico ($E_n \approx 0$) se reparten en 2.06 MeV de energía para la partícula alfa, y 2.72 MeV de energía para el tritio; por lo tanto, la componente importante en la dosimetría TL para neutrones térmicos utilizando fluoruro de litio es la concentración de ${}^6\text{Li}$. La gráfica 3.2 muestra la sensibilidad a neutrones térmicos y a rayos gamma de ${}^{60}\text{Co}$ para LiF con diferente concentración de ${}^6\text{Li}$.



Gráfica 3.2 Sensibilidad relativa a la de TLD-100 de los dosímetros TLD en función de la concentración del isótopo ${}^6\text{Li}$. Los resultados se normalizaron con respecto a la sensibilidad del dosímetro TLD-100 a los rayos gamma

La gráfica 3.3 muestra una simulación del kerma por fluencia de neutrones como función de la energías, de los dosímetros TLD-600, TLD-100 y TLD-700. Se puede ver que el máximo valor de kerma por fluencia de neutrones se da para neutrones con energías menores a 1 eV y para el dosímetro TLD-600, lo que confirma que la reacción nuclear importante en la medida de la dosis es ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$

El sistema dosimétrico formado con los dosímetros TLD-600 y TLD-700 se caracteriza por que el dosímetro TLD-700 es relativamente insensible a neutrones térmicos, debido a que tiene una baja concentración de ${}^6\text{Li}$.

De esta forma el sistema dosimétrico formado por los dosímetros TLD-600 y TLD-700, que se utiliza para discriminar dosis debida a rayos gamma y a neutrones térmicos en un campo mixto n- γ , se puede estudiar mediante el sistema de ecuaciones 3.12, de tal manera que

$$\begin{aligned} Q^{\text{TLD-700}}_{n,\gamma} &= A^{\text{TLD-700}} D_\gamma \\ Q^{\text{TLD-600}}_{n,\gamma} &= A^{\text{TLD-600}} D_\gamma + B^{\text{TLD-600}} D_n \end{aligned}$$

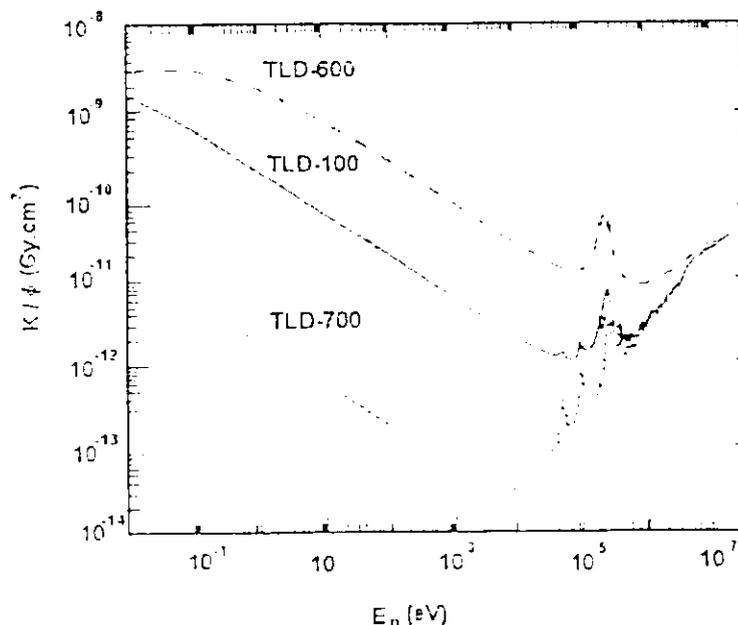
(3.15)

Los dosímetros termoluminiscentes GR

En este apartado se utilizaron las referencias [18], [19] y [20]

Los dosímetros GR son compuestos de LiF con magnesio (Mg), cobre (Cu) y fósforo (P) (LiF:Mg,Cu,P). Existen tres tipos de dosímetros GR fabricados por Harshaw Chemicals of USA, el GR, el GR-206 y el GR-207. Estos dosímetros son similares en concentración de isótopos de ${}^6\text{Li}$ y ${}^7\text{Li}$, al TLD-100, TLD-600 y TLD-700, respectivamente; la única diferencia entre los dosímetros TLD y los dosímetros GR son las impurezas utilizadas.

Se ha estudiado la respuesta de los diferentes tipos de dosímetros cuando son irradiados con rayos gamma y con neutrones térmicos y los resultados se muestran en la tabla 3.3.



Gráfica 3.2 Kerma por fluencia de neutrones a diferentes energías para los diferentes dosímetros TLD [12]

Tabla 3.3. Comparación de las respuestas TL (en unidades arbitrarias), de los diferentes dosímetros, irradiados con neutrones térmicos y con rayos gamma [18].

DOSIMETRO	RESPUESTA A NEUTRONES TÉRMICOS	RESPUESTA A RAYOS GAMMA DE ENERGÍA DE 0.662 MeV	SENSIBILIDAD A NEUTRONES TÉRMICOS CON RESPECTO A RAYOS GAMMA DE ENERGÍA DE 0.662 MeV (NORM. PARA UN DOSIM. GR)
	(en unidades arbitrarias)	(en unidades arbitrarias)	
TLD-100 (polvo)	215	0.258	0.75
TLD-700 (polvo)	20	0.321	0.056
TLD-600 (pastilla)	364	0.326	1
TLD-700 (pastilla)	8.2	0.356	0.021
GR (pastilla)	1770	13.3	0.12
GR-206 (pastilla)	3400	9.3	0.33
GR-207 (pastilla)	22.5	9	0.0022

De la tabla 3.3 se pueden señalar las siguientes ventajas del dosímetro GR-207 (pastilla) con respecto al dosímetro TLD-700 (pastilla).

1. Es más sensible a rayos gamma.
2. La sensibilidad relativa a neutrones térmicos con respecto a rayos gamma es menor.

Si se escogen los dosímetros TLD-600 y GR-207, para discriminar y medir dosis de neutrones y de rayos gamma, este sistema dosimétrico se puede describir con el siguiente sistema de ecuaciones:

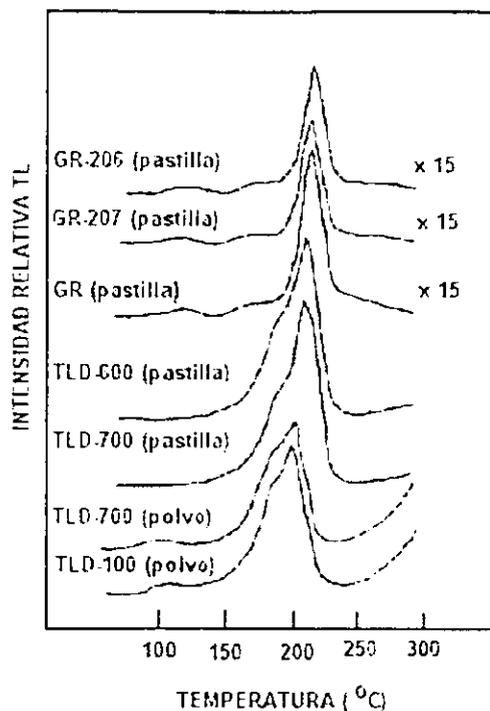
$$\begin{cases} Q_{n,\gamma}^{GR-207} = A^{GR-207} D_\gamma \\ Q_{n,\gamma}^{TLD-600} = A^{TLD-600} D_\gamma + B^{TLD-600} D_n \end{cases} \quad (3.16)$$

Para el caso de neutrones es más común medir la fluencia que la dosis, por lo tanto, si el sistema cumple con la condición de EPC (ecuación 3.9), el sistema de ecuaciones se puede escribir como:

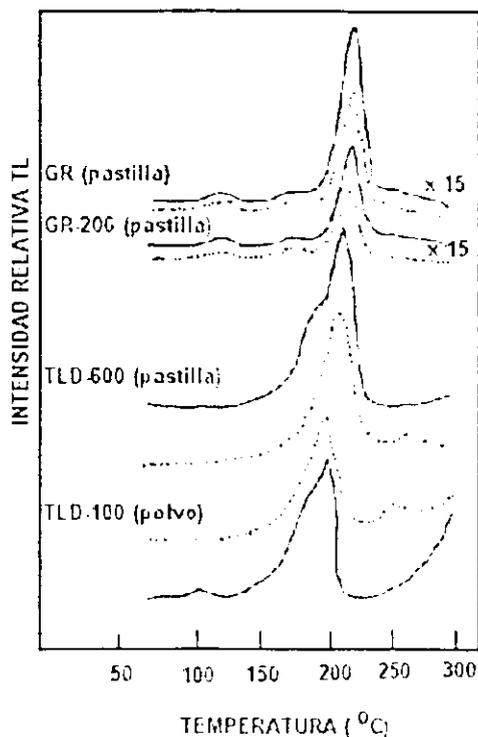
$$\begin{cases} Q_{n,\gamma}^{GR-207} = A^{GR-207} D_\gamma \\ Q_{n,\gamma}^{TLD-600} = A^{TLD-600} D_\gamma + C^{TLD-600} \phi_n \end{cases} \quad (3.17)$$

donde $C^{TLD-600} = B^{TLD-600} (F_n)_{E,\gamma}$ (sensibilidad del dosímetro TLD-600 al flujo de neutrones). Por lo tanto, el sistema dosimétrico formado con los dosímetros TLD-600 y GR-207 promete ser más eficiente en la detección de rayos gamma, y en la discriminación del campo mixto neutrón-gamma, que el usado tradicionalmente y que está formado con los dosímetros TLD-600 y TLD-700.

Las gráficas 3.4 y 3.5 muestran curvas de brillo comparativas entre los diferentes dosímetros



Gráfica 3.4. Curvas de brillo de los diferentes dosímetros, cuando se irradian con rayos gamma de ^{60}Co [18].



Gráfica 3.5. Curvas de brillo de los diferentes dosímetros, cuando son irradiados con neutrones térmicos y rayos gamma de ^{60}Co . (—) rayos gamma. (-----) neutrones + rayos gamma [18]

Capítulo IV

Desarrollo experimental

4.1 Material y equipo

En este apartado se utilizaron las referencias [5], [21], [22], [23], [24], [25], [26] y [27].

- **Dosímetros termoluminiscentes**

Los dosímetros termoluminiscentes (DTL) utilizados fueron los dosímetros comerciales TLD-600 y GR-207, de la marca Harshaw. En la figura 4.1 se muestran en forma esquemática estos dosímetros. El trabajo se inició con 29 dosímetros TLD-600 y 30 dosímetros GR-207, nuevos.

- **Portadosímetro de lucita**

Se cuenta con un portadosímetro de lucita montado en un soporte de madera (figura 4.2), en el cual se puede colocar una cápsula con dosímetros para poder hacer dosimetría de rayos gamma en diferentes aplicaciones. La tabla 4.1 muestra el coeficiente másico de atenuación lineal total, el coeficiente de atenuación lineal total y la transmisión de los rayos gamma en función de la energía, para un espesor de lucita de 6.3 mm. La densidad de la lucita es de 1.19 g cm^{-3} [21].

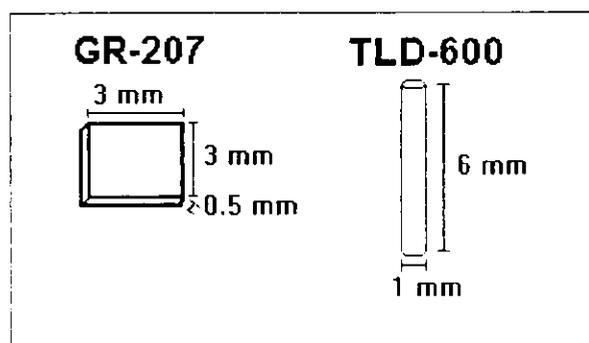


Figura 4.1. Esquema de los dosímetros TL utilizados en la dosimetría de campos mixtos n-7.

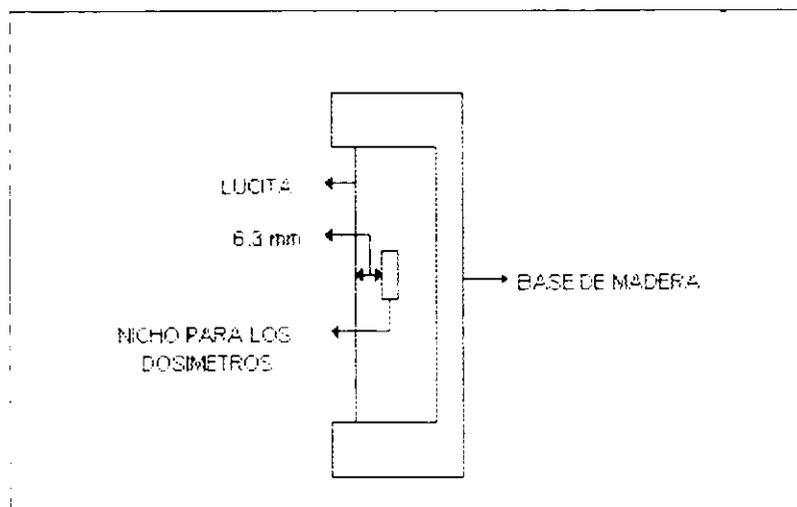


Figura 4.2. Muestra una vista lateral del portadosímetro

Tabla 4.1. El coeficiente másico de atenuación lineal total, el coeficiente de atenuación lineal total y la transmisión de rayos gamma en un espesor de 6.3 mm de lucita [21].

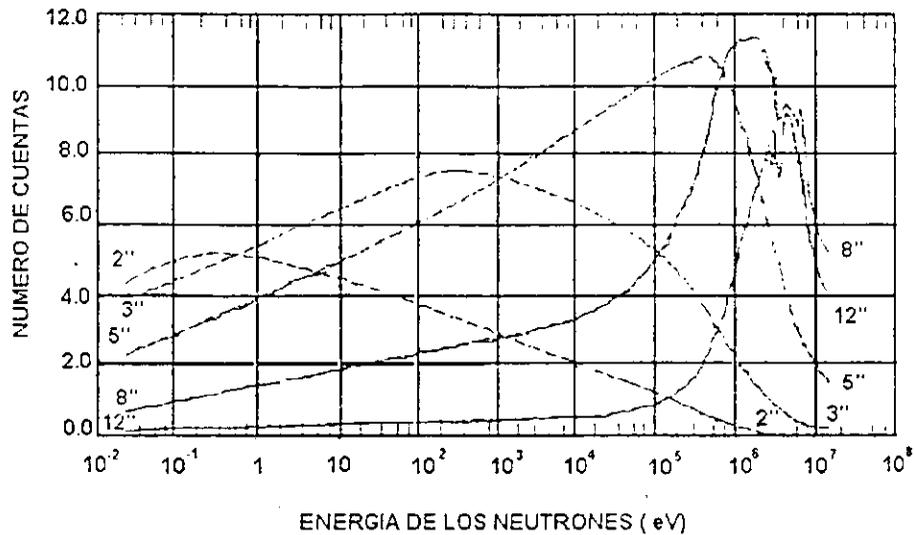
TRANSMISION DE LOS RAYOS GAMMA EN LA LUCITA DEL PORTA DOSIMETROS			
ENERGIA DE LOS FOTONES (MeV)	COEFICIENTE MASICO DE ATENUACION TOTAL (cm ² /g)	COEFICIENTE DE ATENUACION LINEAL TOTAL (cm ⁻¹)	TRANSMISION (%)
0.5	0.0939	0.112	93.2
0.6	0.0869	0.103	93.7
0.8	0.0763	0.0908	94.4
1.0	0.0686	0.0816	95.0
1.5	0.0559	0.0665	95.9
2	0.0478	0.0569	96.5
3	0.0383	0.0456	97.2
4	0.0329	0.0392	97.6
5	0.0292	0.0347	97.8
6	0.0266	0.0316	98.0
8	0.0231	0.0275	98.3
10	0.0210	0.0250	98.4

- **Moderador de neutrones**

Se utiliza una esfera de polietileno, tipo esfera de Bonner, de 20.3 cm de diámetro. La eficiencia en la termalización de los neutrones en este tipo de moderadores esféricos depende de la energía de los neutrones y del diámetro del moderador [22] y [23]. La gráfica 4.1 y la tabla 4.2 muestran la eficiencia de los moderadores esféricos como función de la energía de los neutrones incidentes y del diámetro de las esferas. La transmisión de los rayos gamma depende del coeficiente de atenuación del polietileno y de la energía de los rayos gamma. La tabla 4.3 muestra el coeficiente másico de atenuación lineal total, el coeficiente de atenuación lineal total y la transmisión de los rayos gamma en función de la energía. La densidad del polietileno es de 0.94 g cm^{-3} [21].

- **Sistema de horneado**

Se contó con dos hornos para los tratamientos térmicos de los dosímetros. Un horno de marca Victoreen, modelo 2600-62, de control manual, programable en un intervalo de temperaturas, que va de la temperatura ambiente hasta 500 °C. El segundo horno de marca Thelco, modelo 19, de control manual, programable; se utiliza únicamente para hornear a una temperatura fija de 100 °C.



Gráfica 4.1. Número de cuentas obtenido por un contador de neutrones térmicos, en el interior de diferentes esferas, por cada 10^5 neutrones emitidos por una fuente puntual isotrópica a una distancia de 40 cm [22].

Tabla 4.2. Eficiencia en la moderación de los neutrones de las esferas de polietileno [23].

EFICIENCIA DE LOS MODERADORES ESFERICOS DE POLIETILENO				
ENERGIA DE LOS NEUTRONES (MeV)	DIAMETRO 5.1 cm (%)	DIAMETRO 7.6 cm (%)	DIAMETRO 12.7 cm (%)	DIAMETRO 20.3 cm (%)
96 - 192	0.0008	0.01	0.14	0.68
48 - 96	0.003	0.04	0.49	2.10
24 - 48	0.012	0.14	1.44	5.23
12 - 24	0.032	0.34	2.93	9.16
6 - 12	0.095	0.87	6.10	15.33
3 - 6	0.20	1.7	10.76	22.85
1.4 - 3	0.44	3.3	16.51	27.20
0.9 - 1.4	0.83	5.5	22.11	27.11
0.4 - 0.9	1.37	7.8	25.02	23.86
0.1 - 0.4	2.57	11.2	26.44	17.92
keV				
17 - 100	4.37	14.78	24.93	12.36
3 - 17	6.56	17.8	24.23	10.23
0.55 - 3	9.19	20.9	24.01	9.14
eV				
100 - 550	12.47	24.0	23.54	8.225
30 - 100	16.22	26.7	22.57	7.38
10 - 30	19.42	28.2	21.36	6.70
3 - 10	22.48	29.0	19.72	5.99
1 - 3	25.15	28.4	17.76	5.27
0.4 - 1.0	25.63	26.0	15.09	4.42
0.1 - 0.4	22.07	20.5	11.41	3.33
térmicos	14.57	11.4	5.88	1.71

Tabla 4.3. El coeficiente másico de atenuación lineal total, el coeficiente de atenuación lineal total y la transmisión al centro de la esfera, de los rayos gamma a diferentes energías, para la esfera de 20.3 cm de diámetro.

TRANSMISION DE RAYOS GAMMA EN EL MODERADOR ESFERICO DE 20.3 cm DE DIAMETRO			
ENERGIA DE LOS FOTONES (MeV)	COEFICIENTE MÁSICO DE ATENUACION (cm ² /g)	COEFICIENTE DE ATENUACION (cm ⁻¹)	TRANSMISION (%)
0.5	0.0995	0.0935	39.3
0.6	0.0921	0.0866	42.1
0.8	0.0809	0.0760	46.8
1.0	0.0727	0.0638	50.5
1.5	0.0592	0.0556	57.4
2	0.0507	0.0477	62.1
3	0.0405	0.0381	68.3
4	0.0345	0.0324	72.3
5	0.0305	0.0287	75.0
6	0.0277	0.0260	77.1
8	0.0239	0.0225	79.8
10	0.0215	0.0202	81.7

• Equipo lector

El equipo lector utilizado fue el convencional. Este equipo consiste, en general, en una fuente controlada de calentamiento, con un tubo fotomultiplicador y un equipo electrónico asociado para integrar en el tiempo la señal eléctrica que sale del tubo fotomultiplicador. En este trabajo se utilizaron las unidades acopladas entre sí de la marca Harshaw, modelos 2000A y 2000B. La figura 4.3, muestra en un diagrama de bloques las partes fundamentales del equipo. Para obtener la lectura de la respuesta dosimétrica se coloca el dosímetro en una plancheta metálica por la que se hace pasar una corriente eléctrica para calentarla. El dosímetro se calienta por contacto y emite luz que llega al tubo fotomultiplicador, el cual convierte la señal luminosa en eléctrica y la amplifica. Esta señal (corriente eléctrica), se integra durante el tiempo total de lectura, de manera que se obtiene un valor de la carga eléctrica que es proporcional a la intensidad total de la luz emitida por el dosímetro. La carga es igual a la integral de la corriente, es decir, igual al área bajo la curva de brillo.

Cuando se leen los cristales es necesario suministrar gas nitrógeno (N₂) al módulo en donde se encuentra la plancheta, porque los DTL se calientan a altas temperaturas y el metal de la plancheta puede reaccionar con el aire y contaminarse (oxidación). Además de desplazar el aire para evitar su reacción con la plancheta, el nitrógeno ayuda a filtrar la luz infrarroja emitida por la plancheta al momento de calentarse.

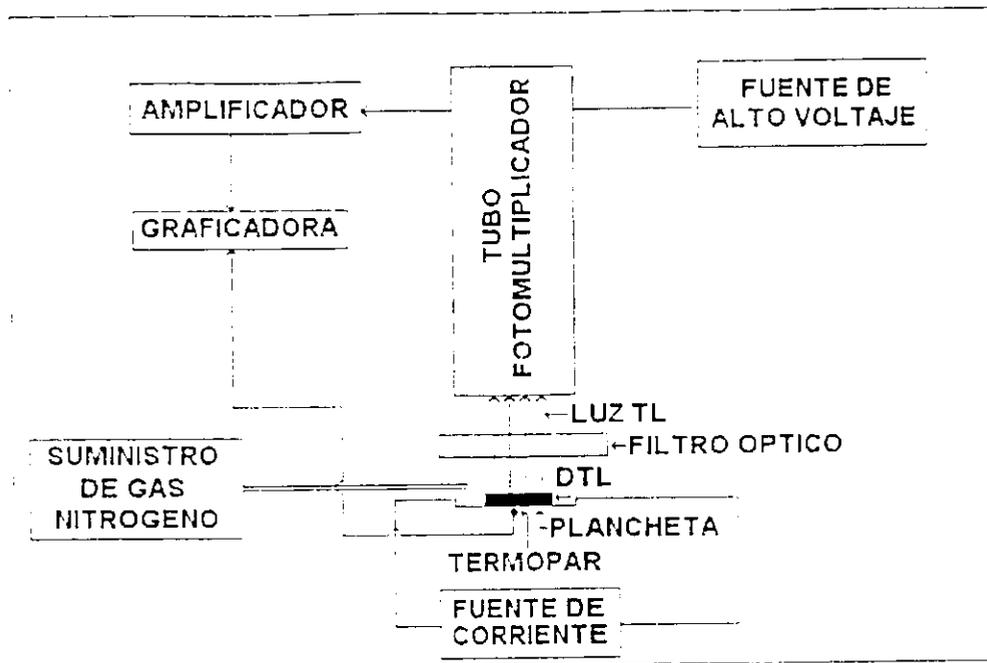


Figura 4.3. Diagrama de bloques del equipo lector Harshaw 2000 [5].

Para obtener la respuesta TL se efectúan dos lecturas del dosimetro en el equipo lector después de la irradiación, de tal manera que la respuesta TL sera tomada siempre como la primera lectura menos la segunda lectura. De esta manera estamos considerando como respuesta TL la debida únicamente a la radiación, ya que se resta la lectura debida al equipo lector y al cristal (segunda lectura).

Las curvas de brillo se obtienen en una graficadora conectada al equipo lector, se utiliza una graficadora marca Linseis, modelo LY1400.

- **Contadores de rayos gamma y de neutrones**

Se utilizaron dos contadores: uno de rayos gamma (Contador Geiger-Muller) y uno de neutrones (contador proporcional) cuyas características son:

Contador Geiger-Muller, marca Victoreen, modelo 490 y 489-4 (THYAC III), serie 4192 y 3666; propiedad del IFUNAM, calibrado en el ININ, el 9 de junio de 1995

Contador de neutrones, marca Victoreen, modelo 488A, serie 526, propiedad del IFUNAM, calibrado en el ININ el 21 de junio de 1995

- Fuentes de radiación usadas para seleccionar y obtener las curvas de sensibilidad de los dosímetros

a) Fuente de ^{60}Co (del IFUNAM). Esta fuente emite rayos gamma de 1.173 y 1.332 MeV de energía. Se conoce la tasa de dosis de los rayos gamma en agua, en dos lugares en donde se pueden colocar dosímetros para ser irradiados, que son en "geometría cercana" de $0.830 \text{ mrad s}^{-1}$, y en "geometría lejana" de $0.218 \text{ mrad s}^{-1}$ (ambos valores se obtuvieron en diciembre de 1993) [24]. La fuente se mantiene en un contenedor de paredes de plomo. Los dosímetros son colocados en el portadosímetros de lucita. La figura 4.4 muestra el portadosímetros dentro del contenedor de la fuente de ^{60}Co . Esta fuente se utilizó para la selección y la obtención de las curvas de sensibilidad a rayos gamma de los dosímetros que forman el sistema dosimétrico.

b) Fuente de Am:Be (del IFUNAM). Esta fuente principalmente emite rayos gamma de 4.4 MeV de energía y neutrones que presentan un espectro de energías, que va de 0 MeV a 11 MeV, ver gráfica 4.2 [26] y [27]. En promedio, la energía de los neutrones es de 4.4 MeV [27].

Se conoce de la fuente que, en 1967, la actividad de esta era de 300 mCi. La fuente está colocada en un contenedor de latón y éste está sujeto a una varilla de metal (figura 4.5).

La fuente, durante la irradiación de los dosímetros, fue colocada en un enrejado que cubre la boca de un pozo de neutrones (aproximadamente de 3 m de profundidad, y el enrejado que cubre el pozo es un rectángulo de aproximadamente 20 m^2), situado en la sala de irradiación del Van de Graaff de 5.5 MV. Esta fuente se utilizó para la selección de los dosímetros y también se logró caracterizarla, como una de las aplicaciones del sistema dosimétrico.

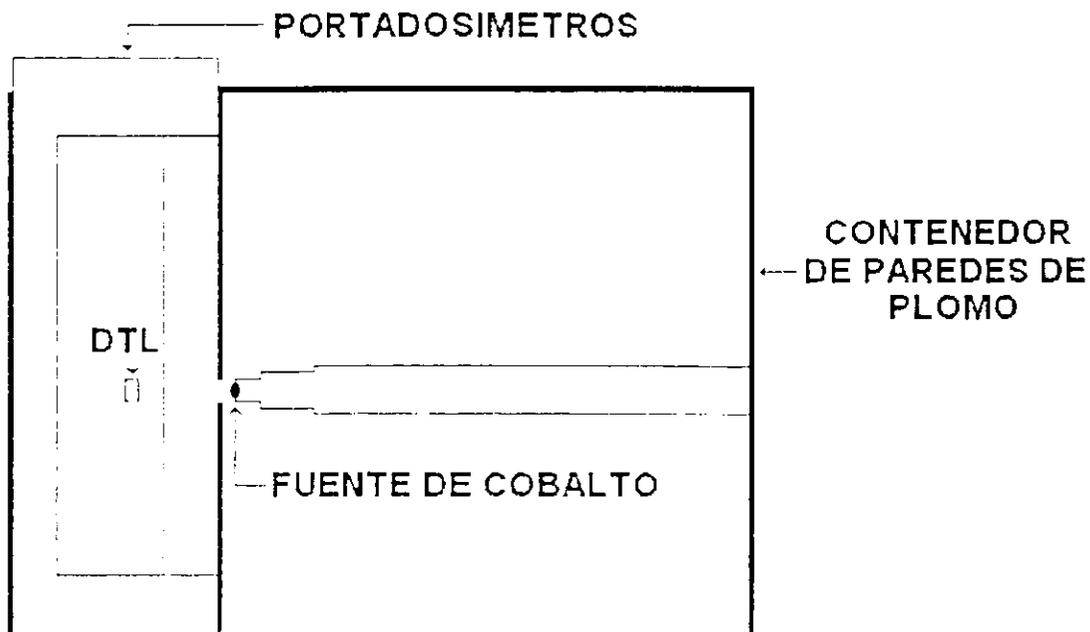
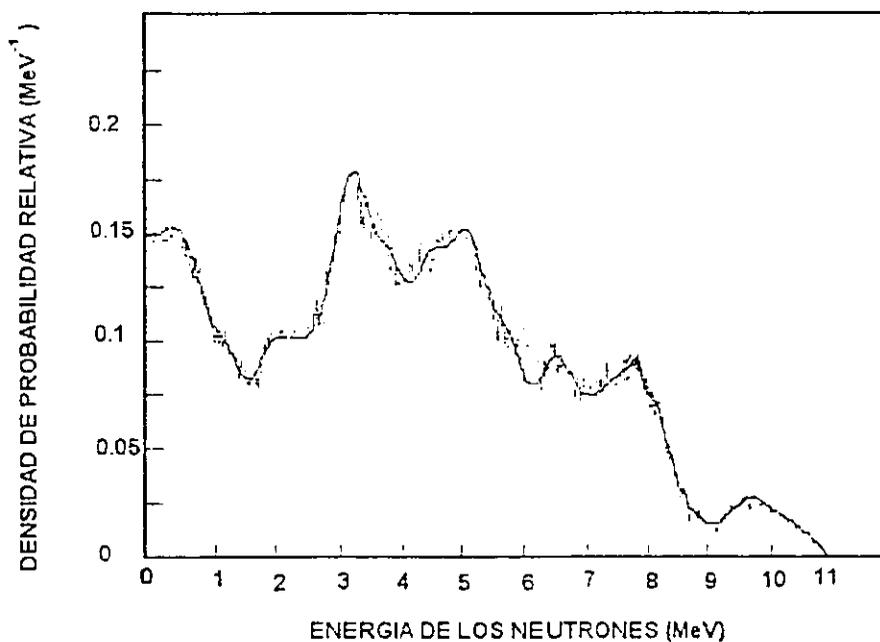


Figura 4.4 Portadosímetros de lucita dentro del contenedor de la fuente de ^{60}Co [25]



Gráfica 4.2 Espectro de la energía de los neutrones, emitidos por una fuente de Am:Be [26].

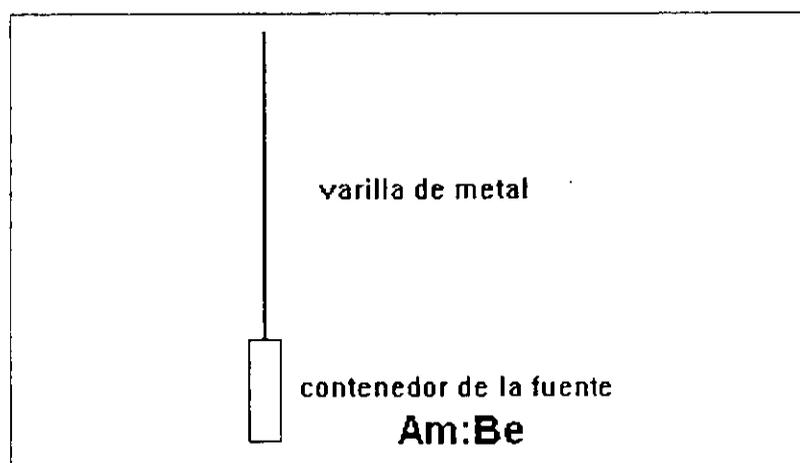


Figura 4.5. Contenedor de la fuente de Am:Be (IFUNAM) y la varilla que lo sujeta.

• Pila Térmica (Centro de Metrología, ININ)

Es un contenedor de polietileno, de forma esférica, en cuyo centro se puede colocar una fuente de Am:Be. En el plano del ecuador, cuenta con cavidades en las cuales se pueden colocar muestras para ser irradiadas. Se conoce la tasa de fluencia de los neutrones térmicos en el punto en donde se colocaron los dosímetros (la tasa de fluencia es de 33.9×10^6 neutrones $\text{cm}^{-2} \text{h}^{-1}$). El campo de radiación en las cavidades es un campo mixto n- γ , de neutrones térmicos y rayos gamma de 4.4 MeV de energía. La figura 4.6 muestra las cavidades del contenedor. Esta pila se utilizó para la calibración de los dosímetros a neutrones térmicos.

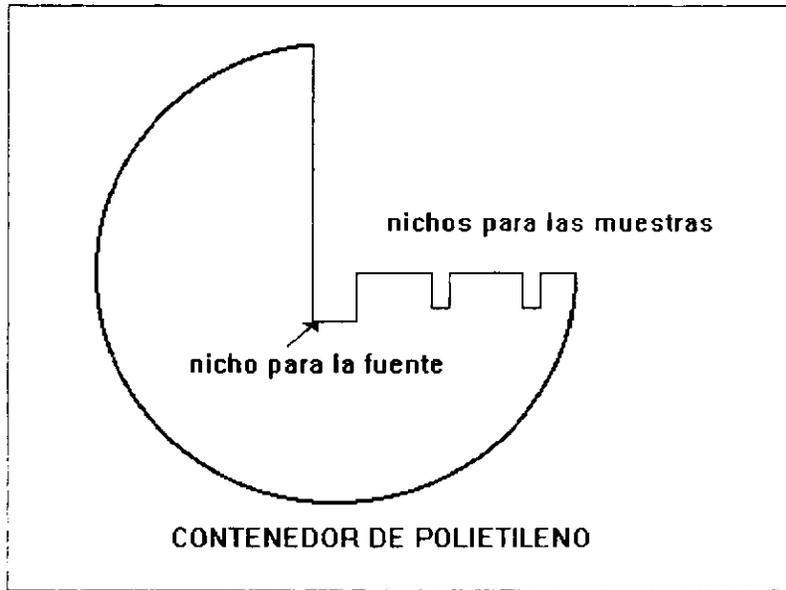


Figura 4.6 Diagrama de la pila térmica.

4.2 Selección de los dosímetros para formar el sistema dosimétrico

Para poder formar un sistema dosimétrico es necesario conocer la respuesta de cada uno de los dosímetros que forman el sistema, en los diferentes campos de radiación a los cuales serán sometidos. Para esto los diferentes dosímetros que se emplearon fueron irradiados en un campo de rayos gamma y en un campo mixto n- γ , y de esta manera se pudieron seleccionar los dosímetros que formaron el sistema dosimétrico.

Para poder utilizar los diferentes dosímetros, se tuvieron que definir protocolos de manejo para cada tipo de dosímetro.

Protocolo del dosímetro GR-207

- a) Los dosímetros son sometidos 24 h antes de ser irradiados a un horneado de 240 °C durante 10 min.
- b) Para la irradiación de los dosímetros, se consideran los diferentes campo de radiación, así:
 - ◆ Campo de radiación gamma: los dosímetros se colocan en una cápsula, la cual va montada en un portadosímetro de lucita; este arreglo se introduce en el contenedor de plomo de la fuente de ^{60}Co , en la posición elegida para la irradiación.
 - ◆ Campo mixto n- γ : los dosímetros son colocados en cápsulas, que se introducen en el moderador de neutrones (esfera de polietileno); este arreglo se coloca junto a la fuente de Am:Be en el pozo de neutrones (ver figura 4.7).
- c) Después de irradiar a los dosímetros se les somete a un horneado de 100 °C durante 10 min.
- d) Inmediatamente después son leídos en un equipo lector Harshaw-2000.

Condiciones del equipo lector:

- Tasa de calentamiento: 10 °C s⁻¹
- Escala de corriente: 10⁻⁹ A
- Periodo de calentamiento: 24 s
- Ventana de integración: 0 - 240 °C

Protocolo del dosímetro TLD-600

- a) Los dosímetros son sometidos 24 h antes de ser irradiados a un horneado de 400 °C durante una hora, inmediatamente después se hornean a 100 °C durante 2 h
- b) Para la irradiación de los dosímetros, se consideran los diferentes campo de radiación, así:
 - ◆ Campo de radiación gamma: los dosímetros se colocan en una cápsula, la cual va montada en un portadosímetro de lucita; este arreglo se introduce en el contenedor de la fuente de ^{60}Co , en la posición elegida para la irradiación.
 - ◆ Campo mixto n- γ : los dosímetros son colocados en una cápsula, de tal manera que no haya contacto entre ellos, para lo cual se introduce algodón en la capsula; ésta se introduce en el moderador de neutrones (esfera de polietileno) y este arreglo se coloca junto a la fuente de Am:Be, en el pozo de neutrones (ver figura 4.7)

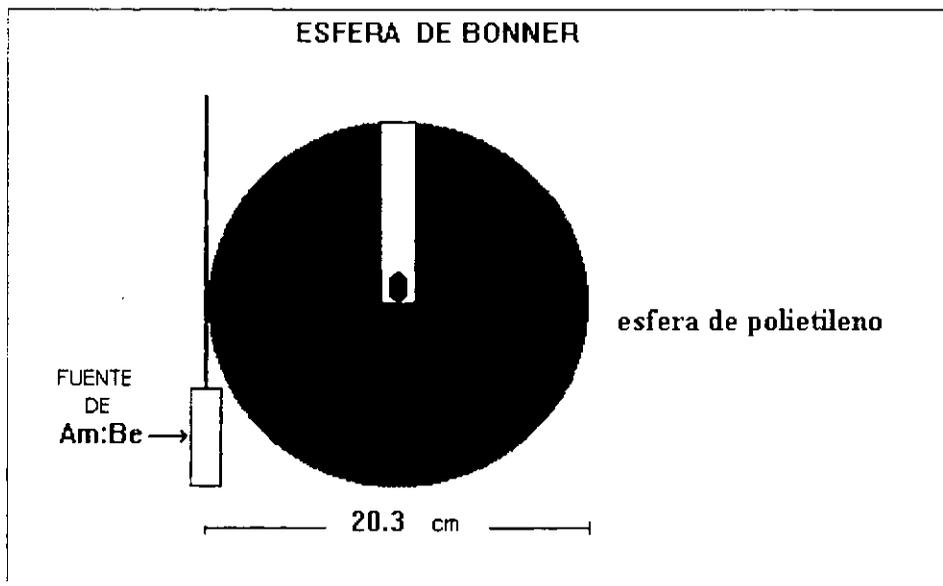


Figura 4.7. Arreglo utilizado en la irradiación de los dosímetros, con la fuente de Am:Be del IFUNAM.

- a) Después de irradiar a los dosímetros se les somete a un horneado de 100 °C durante 10 min.
- b) Inmediatamente después son leídos en un equipo lector Harshaw-2000.

Condiciones del equipo lector:

- Tasa de calentamiento: 10 °C s⁻¹
- Escala de corriente: 10⁻⁹ A
- Periodo de calentamiento: 33 s
- Ventana de integración: 0 - 330 °C

Con los resultados obtenidos se definen criterios para seleccionar los dosímetros que formarán el sistema dosimétrico.

4.3 Construcción de las curvas de sensibilidad del sistema dosimétrico

Para obtener las curvas de sensibilidad del sistema dosimétrico, los dosímetros seleccionados son irradiados en campos de radiación conocidos y calibrados.

Curvas de sensibilidad del sistema dosimétrico a rayos gamma

Primero se obtienen las curvas de sensibilidad de los dosímetros TLD-600 y GR-207 a rayos gamma, provenientes de la fuente de cobalto, para lo cual, se irradian dosímetros a diferentes dosis.

Las curvas de sensibilidad se obtienen graficando respuesta termoluminiscente (RTL) en función de la dosis.

Los protocolos seguidos para estas irradiaciones son los siguientes:

Protocolo del dosímetro GR-207 cuando es irradiado con rayos gamma

- Los dosímetros son sometidos 24 h antes de ser irradiados a un horneado de 240 °C durante 10 min.
- Para la irradiación se colocan tres dosímetros en una cápsula, la cual va montada en un portadosímetro de lucita; este arreglo se introduce en el contenedor de la fuente de ^{60}Co , en la posición elegida para la irradiación.
- Después de irradiar a los dosímetros se les somete a un horneado de 100 °C durante 10 min.
- Inmediatamente después son leídos en un equipo lector Harshaw-2000.

Condiciones del equipo lector:

- Tasa de calentamiento: $10\text{ }^{\circ}\text{C s}^{-1}$
- Escala de corriente: 10^{-9} A
- Periodo de calentamiento: 24 s
- Ventana de integración: 0 - 240 °C

Protocolo del dosímetro TLD-600 cuando es irradiado con rayos gamma

- Son sometidos 24 h antes de ser irradiados a un horneado de 400 °C durante una hora, inmediatamente después se hornean a 100 °C durante 2 h.
- Para la irradiación se colocan tres dosímetros en una cápsula, la cual va montada en un portadosímetro de lucita; este arreglo se introduce en el contenedor de la fuente de ^{60}Co , en la posición elegida para la irradiación.
- Después de irradiar a los dosímetros se les somete a un horneado de 100 °C durante 10 min.
- Inmediatamente después son leídos en un equipo lector Harshaw-2000.

Condiciones del equipo lector:

- Tasa de calentamiento: $10\text{ }^{\circ}\text{C s}^{-1}$
- Escala de corriente: 10^{-9} A
- Periodo de calentamiento: 33 s
- Ventana de integración: 0 - 330 °C

Curvas de sensibilidad del sistema dosimétrico a neutrones térmicos

Después de obtener las curvas de sensibilidad del sistema dosimétrico a rayos gamma, se obtienen las curvas de sensibilidad del mismo a neutrones térmicos.

Como se conoce la sensibilidad de los diferentes dosímetros a rayos gamma, se puede obtener la sensibilidad del dosímetro TLD-600 a neutrones térmicos, cuando el sistema dosimétrico es irradiado en un campo mixto n- γ utilizando el sistema de ecuaciones 3.17 (se conoce la tasa de fluencia de los neutrones térmicos en el campo).

De esta manera se establecerá una relación entre la respuesta TL del dosímetro TLD-600 debida a neutrones térmicos y la fluencia de los mismos.

Para obtener la relación entre la RTL y el flujo de neutrones térmicos, se colocan los dosímetros que forman el sistema dosimétrico siguiendo el siguiente protocolo:

Protocolo del dosímetro GR-207 cuando es irradiado en un campo mixto n- γ

- a) Los dosímetros, antes de ser irradiados, son sometidos a un horneado de 240 °C durante 10 min.
- b) Para la irradiación se colocan tres dosímetros GR-207 en una cápsula junto con tres dosímetros TLD-600, de tal manera que no haya contacto entre ellos, para lo cual se introduce algodón en la cápsula; ésta se coloca en la pila térmica.
- c) Después de irradiar a los dosímetros se les somete a un horneado de 100 °C durante 10 min.
- d) Inmediatamente después son leídos en un equipo lector Harshaw-2000.

Condiciones del equipo lector:

- Tasa de calentamiento: 10 °C s⁻¹
- Escala de corriente: 10⁻⁹ A
- Periodo de calentamiento: 24 s
- Ventana de integración: 0 - 240 °C

Protocolo del dosímetro TLD-600 cuando es irradiado en un campo mixto n- γ

- a) Los dosímetros antes de ser irradiados son sometidos a un horneado de 400 °C durante una hora, inmediatamente después se hornean a 100 °C durante 2 h.
- b) Para la irradiación se colocan tres dosímetros TLD-600 junto con tres dosímetros GR-207 en una cápsula, de tal manera que no haya contacto entre ellos, para lo cual se introduce algodón en la cápsula; ésta se coloca en la pila térmica.
- c) Después de ser irradiados se les somete a un horneado de 100 °C durante 10 min.
- d) Inmediatamente después son leídos en un equipo lector Harshaw-2000.

Condiciones del equipo lector:

- Tasa de calentamiento: 10 °C s⁻¹
- Escala de corriente: 10⁻⁹ A
- Periodo de calentamiento: 33 s
- Ventana de integración: 0 - 330 °C

4.4 Aplicaciones del sistema dosimétrico

Una vez que se obtienen las curvas de sensibilidad, el sistema dosimétrico está listo par ser utilizado en la medición de campos mixtos de radiación (n- γ). Se establece a continuación el protocolo de manejo de éste.

Protocolo del sistema dosimétrico

Protocolo del dosímetro GR-207

- a) Los dosímetros, antes de ser utilizados, son sometidos a un horneado de 240 °C durante 10 min.
- b) Forma de colocar los dosímetros en el campo de estudio: Los dosímetros son colocados en una cápsula junto con los dosímetros TLD-600, de tal manera que no haya contacto entre ellos, para lo cual se introduce algodón en la cápsula; ésta se coloca en el moderador de neutrones y este sistema es colocado en el campo de estudio. Es necesario que se coloquen tres o más dosímetros GR-207 en la cápsula, para poder efectuar los cálculos estadísticos correspondientes.
- c) Después de ser retirados del campo de estudio, los dosímetros GR-207 se someten a un horneado de 100 °C durante 10 min.
- d) Inmediatamente después son leídos en un equipo lector Harshaw-2000.

Condiciones del equipo lector:

- Tasa de calentamiento: 10 °C s⁻¹
- Escala de corriente: 10⁻⁹ A
- Periodo de calentamiento: 24 s
- Ventana de integración: 0 - 240 °C

Protocolo del dosímetro TLD-600

- a) Los dosímetros antes de ser utilizados, son sometidos a un horneado de 400 °C durante una hora, inmediatamente después se hornean a 100 °C durante 2 h.
- b) Forma de colocar los dosímetros en el campo de estudio: Los dosímetros se colocan junto con los dosímetros GR-207 en una cápsula, de tal manera que no haya contacto entre ellos, para lo cual se introduce algodón en la cápsula; la cápsula se coloca en el moderador de neutrones, y este sistema se coloca en el campo de estudio. Es necesario que se coloquen tres o más dosímetros TLD-600 en la cápsula, para poder efectuar los cálculos estadísticos correspondientes.
- c) Después de ser retirados del campo de estudio, los dosímetros TLD-600 se someten a un horneado de 100 °C durante 10 min.
- d) Inmediatamente después son leídos en un equipo lector Harshaw-2000

Condiciones del equipo lector:

- Tasa de calentamiento: 10 °C s⁻¹
- Escala de corriente: 10⁻⁹ A
- Periodo de calentamiento: 33 s
- Ventana de integración: 0 - 330 °C

Dosímetros de control

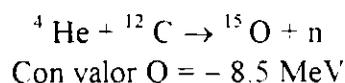
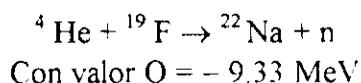
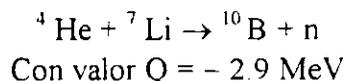
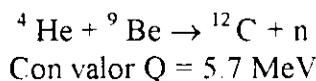
Los dosímetros de control son dosímetros GR-207, que se utilizan para medir la dosis de rayos gamma ambientales, a los que estuvo expuesto el sistema dosimétrico. Estos dosímetros se manejan siguiendo el protocolo de los dosímetros GR-207 que forman el sistema dosimétrico; éstos no se exponen al campo de radiación n- γ , sólo se guardan en el interior del laboratorio en una cápsula; estos dosímetros son leídos al mismo tiempo que los dosímetros que forman el sistema dosimétrico.

Para conocer la respuesta TL debida a la radiación gamma, en un campo mixto n- γ , se tiene que restar a la respuesta TL del dosímetro GR-207 la respuesta TL de los dosímetros de control.

Dosimetría en el acelerador Pelletron

El día 10 de octubre de 1996, se realizaron irradiaciones con un haz de helio doblemente ionizado (^4He), sobre diversos blancos (un blanco de berilio (Be), un cristal de fluoruro de litio (LiF) y un blanco de grafito). Las irradiaciones se efectuaron en la cámara de RBS del acelerador. La energía del haz varió de 6 a 9 MeV.

Las posibles reacciones nucleares efectuadas fueron:



Por lo tanto la energía de los neutrones emitidos puede variar aproximadamente de 0.5 a 14.7 MeV.

Como parte del sistema de seguridad del IFUNAM se realizó un levantamiento de niveles de radiación en diferentes partes del laboratorio, con un contador Geiger-Muller y un contador de neutrones, detectándose valores de radiación gamma superiores al fondo natural y neutrones. Ver figura 4.8.

Se colocaron los dosímetros, siguiendo el protocolo correspondiente, colocando el moderador, con los dosímetros en su interior, a un lado de la cámara RBS, en el lugar marcado con el número 3, ver figura 4.8.

El sistema dosimétrico estuvo montado todo el tiempo en el que se estuvieron realizando las irradiaciones (aproximadamente 4 h).

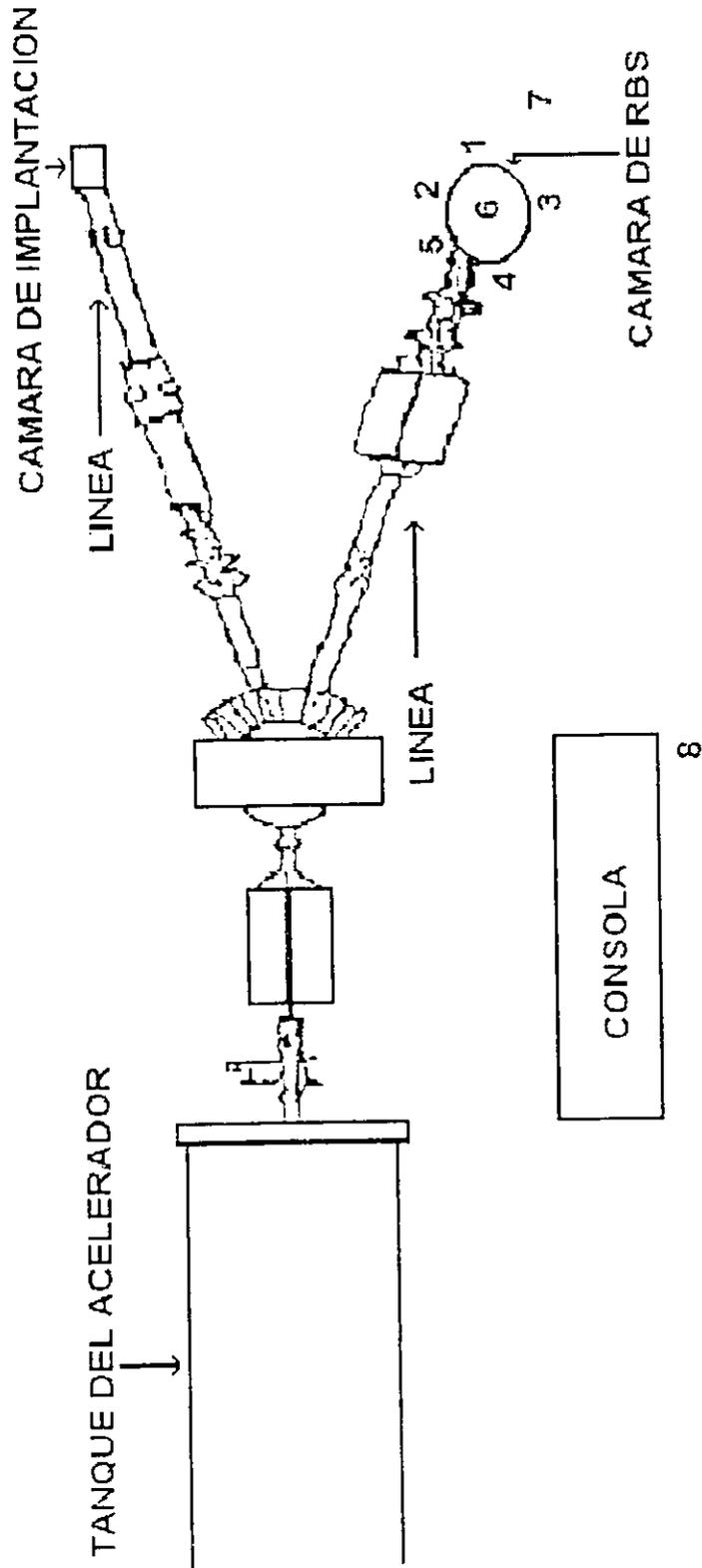
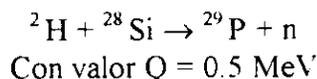


Figura 4.8. Los números indican los lugares en donde se tomaron las medidas con los dosímetros, los dosímetros se colocaron en el #3.

Dosimetría en el acelerador Van de Graaff de 5.5 MV

El 25 de octubre de 1996, se efectuaron irradiaciones en el acelerador Van de Graaff de 5.5 MV, con un haz de deuterio de 1 MeV de energía, sobre diversos blancos elaborados con una mezcla de silicio. Las irradiaciones se efectuaron dentro de una cámara PIXE. Existía la probabilidad de producir neutrones y rayos gamma, con las condiciones de trabajo antes mencionadas.

La reacción que produce neutrones es:



Por lo tanto la energía máxima de los neutrones es aproximadamente de 1.5 MeV.

Como parte del sistema de seguridad del IFUNAM se realizó un levantamiento de niveles de radiación en el cuarto de control del acelerador, con un contador Geiger-Muller y un contador de neutrones, detectándose una fluencia de neutrones mayor que la correspondiente al fondo natural, en todas las irradiaciones.

El sistema dosimétrico se montó siguiendo el protocolo correspondiente y colocando el moderador (con los dosímetros en su interior) en la superficie de la tapa de la cámara PIXE, ver figura 4.9. El sistema estuvo montado todo el tiempo en el que se operó el acelerador (aproximadamente 4 h).

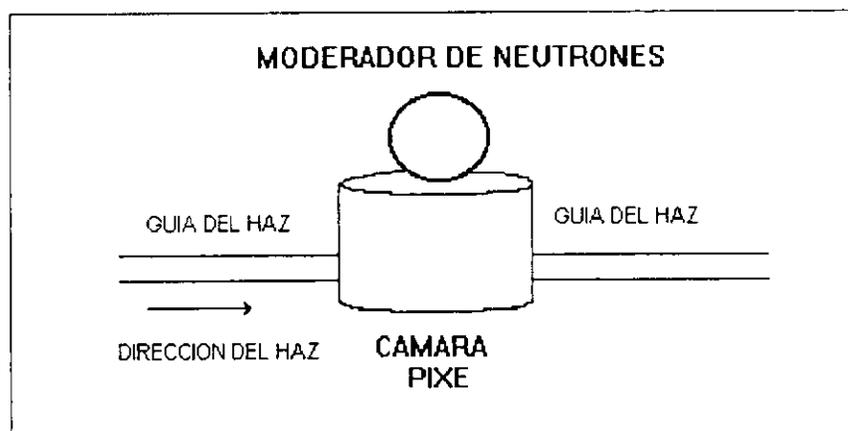


Figura 4.9. Lugar en donde se colocó el sistema dosimétrico en la dosimetría del acelerador Van de Graaff de 5.5 MV.

Dosimetría de la fuente de Am:Be del IFUNAM a una distancia de 13 cm

Se realizó un levantamiento de niveles de radiación en torno a la fuente de Am:Be colocada en el enrejado del pozo de neutrones. Se encontraron rayos gamma y neutrones por encima del fondo natural. Para el levantamiento de niveles se utilizaron un contador Geiger-Muller y un contador de neutrones.

El sistema dosimétrico se montó, en esta ocasión, poniendo una cápsula dentro del moderador de neutrones (con los dos tipos de dosímetros), y otra dentro de un portadosímetros de lucita (únicamente dosímetros GR-207). Se siguió el protocolo correspondiente para cada tipo de dosímetro. Ver la figura 4.10.

Dosimetría en las vecindades del irradiador de neutrones del laboratorio de Física Moderna de la Facultad de Ciencias de la UNAM

El irradiador de neutrones está formado por una fuente de Am:Be, colocada en el interior de un tambo con parafina. Existen diversos puertos para tener acceso a fluencias de neutrones, de diferentes energías.

Se espera detectar neutrones térmicos y rápidos en las vecindades del irradiador, debido a que algunos neutrones que salen de la fuente son moderados por la parafina, y de esta manera se termalizan, y otros neutrones salen del irradiador sin ser termalizados.

Se realizó un levantamiento de niveles de radiación en torno al contenedor de la fuente, encontrando rayos gamma y neutrones por encima del fondo natural. Para el levantamiento de niveles se utilizó un contador Geiger-Muller y un contador de neutrones.

El sistema dosimétrico, para esta ocasión, se montó en dos cápsulas: la primera cápsula se colocó en la posición marcada con el número uno, sin moderador de neutrones (ver figura 4.11); y una segunda cápsula dentro del moderador de neutrones, en la posición marcada con el número 2 de la misma figura.

Se espera detectar neutrones térmicos y rayos gamma, que salen del irradiador, con los dosímetros colocados en la posición número 1. Los neutrones rápidos que salen del irradiador serán termalizados por la esfera tipo Bonner y éstos se detectarán por los dosímetros colocados en el lugar marcado con el número 2.

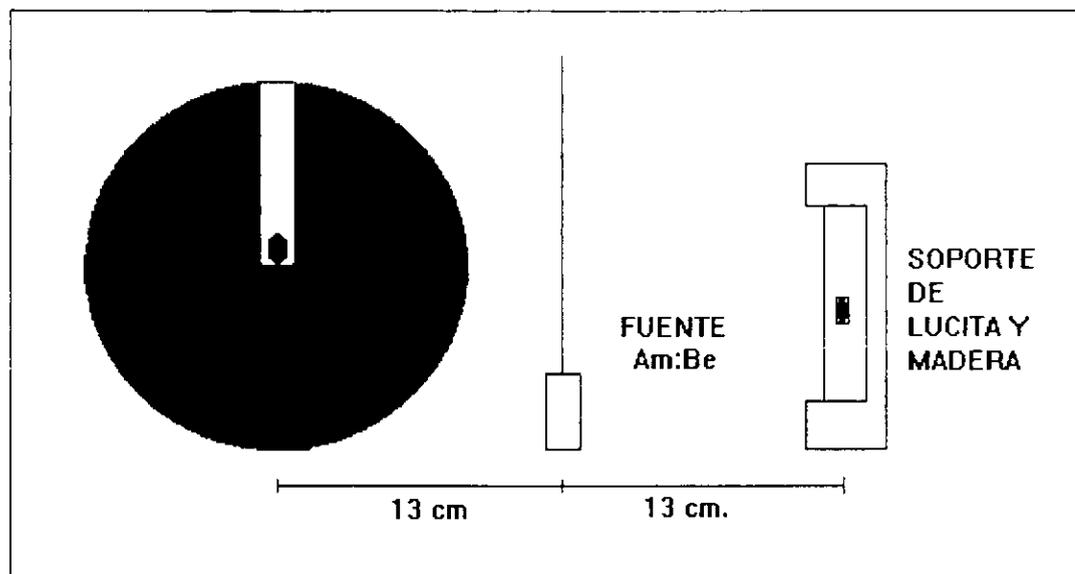


Figura 4.10. Relación entre el contenedor de la fuente y las diferentes cápsulas que se colocaron para la dosimetría de la fuente de Am:Be del IFUNAM. El sistema se colocó por encima del enrejado del pozo de neutrones

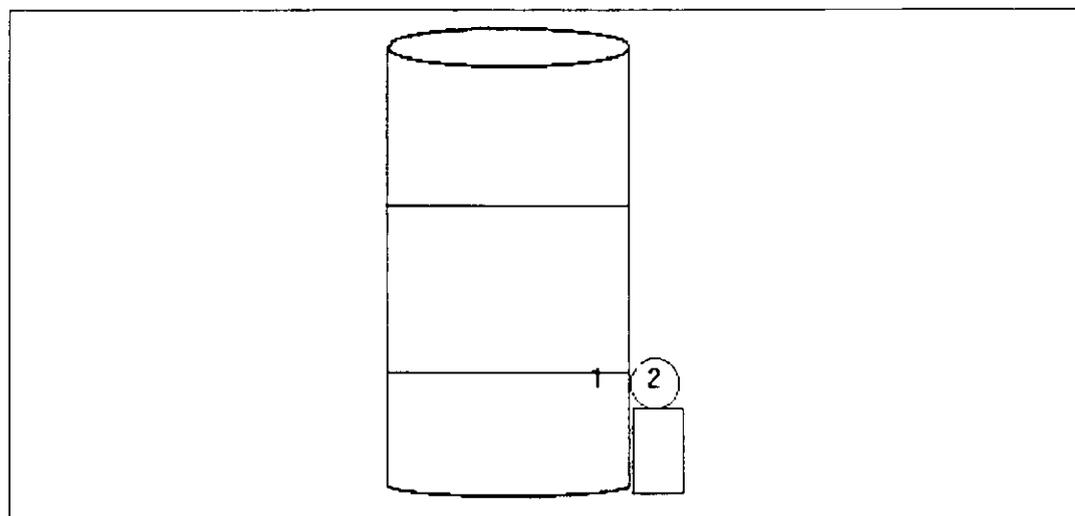


Figura 4.11. Contenedor de la fuente de Am:Be de la FCUNAM, y los lugares en donde se colocaron los dosímetros.

Capítulo V

Resultados

5.1 Selección de los dosímetros

Selección de los dosímetros GR-207

Los dosímetros GR-207 fueron irradiados con rayos gamma, provenientes de la fuente de ^{60}Co , durante 5 min (2.49 mGy). Los dosímetros se irradiaron utilizando un portadosímetro de lucita con una sola cavidad, de tal manera que sólo se irradiara un dosímetro cada vez. El portadosímetro se colocó a una distancia fija de la fuente, donde se conoce la tasa de dosis, siguiendo el protocolo correspondiente.

Del lote de treinta dosímetros nuevos, se obtienen los resultados que se muestran en la tabla 5.1.

Se calculó el promedio de las respuestas TL (111.2 nC), y se seleccionaron a todos los dosímetros cuya respuesta TL se encontró agrupada en torno al promedio, y la dispersión de su respuesta fuese menor o igual que un 5 % del promedio. Con este criterio se obtuvieron 20 dosímetros que cumplieron con la condición.

Tabla 5.1. Resultados de la irradiación de los dosímetros GR-207 con rayos gamma, en la etapa de selección.

No.	RESPUESTA TL (nC)	No.	RESPUESTA TL (nC)
1	115.3	16	114.5
2	108.2	17	116.7
3	117.2	18	107.3
4	121.4	19	105.9
5	131.7	20	112.7
6	111.1	21	116.2
7	121.0	22	110.5
8	124.2	23	106.1
9	111.3	24	109.0
10	124.6	25	111.3
11	105.7	26	106.5
12	106.2	27	114.4
13	115.5	28	110.2
14	97.3	29	108.1
15	77.0	30	111.3

Los dosímetros GR-207 seleccionados fueron irradiados en un campo mixto n- γ , producido por la fuente de Am:Be del IFUNAM.

Para la irradiación de estos dosímetros se siguió el protocolo correspondiente. El tiempo total de irradiación fue de 24 h.

Los resultados obtenidos se muestran en la tabla 5.2.

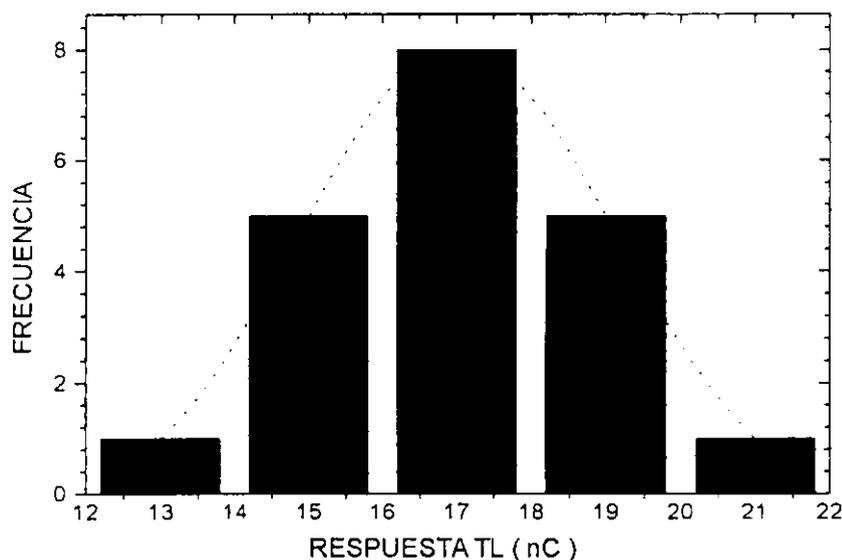
Tabla 5.2. Resultados de la irradiación de los dosímetros GR-207 en un campo mixto n- γ .

Nº	RESPUESTA TL (nC)	Nº	RESPUESTA TL (nC)
1	14.63	11	15.40
2	15.04	12	20.09
3	14.72	13	18.91
4	13.13	14	16.68
5	17.69	15	19.56
6	18.87	16	15.61
7	16.81	17	17.18
8	17.72	18	17.17
9	16.55	19	18.35
10	18.37	20	16.32

La gráfica 5.1 muestra el histograma de frecuencia de los datos de la tabla 5.2, a los que se les ajustó una distribución gaussiana.

El valor promedio de la respuesta TL es de 16.94 nC, con una desviación estándar de 1.82 nC (11 %).

La figura 5.1, muestra curvas de brillo obtenidas en la etapa de selección de dosímetros GR-207, irradiados en diferentes campos (campo de rayos gamma y campo mixto n- γ).



Gráfica 5.1. Histograma de frecuencia de las respuestas TL, de los 20 dosímetros GR-207 irradiados en un campo mixto n- γ

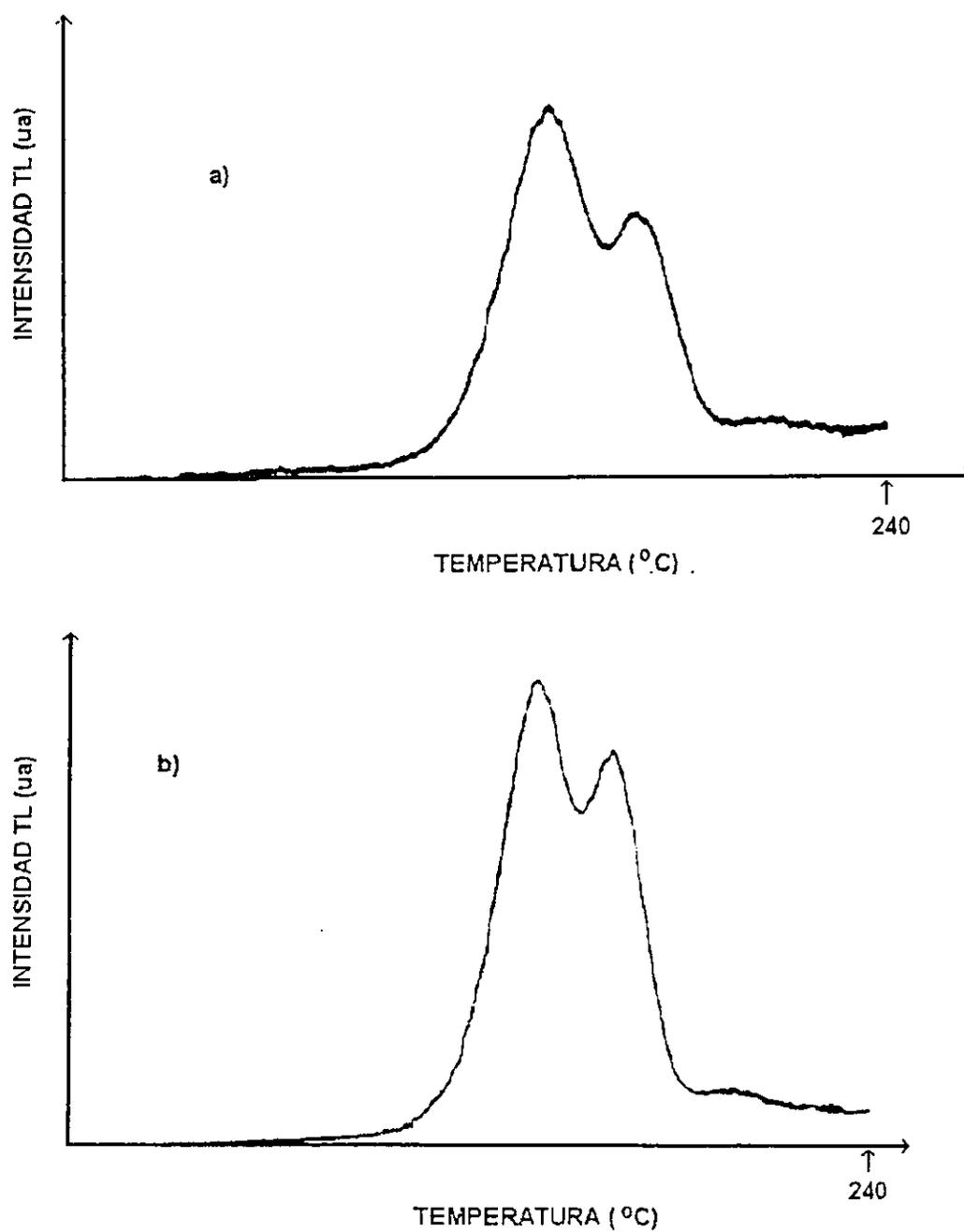


Figura 5.1. Curvas de brillo de dosímetros GR-207, obtenidas en la etapa de selección, cuando los dosímetros se irradiaron en diferentes campos: a) rayos gamma. b) campo mixto n- γ .

Selección del los dosímetros TLD-600

Los dosímetros TLD-600 fueron irradiados en un campo mixto n- γ , producido por la fuente de Am:Be del IFUNAM, siguiendo el protocolo correspondiente. La irradiación duró 25 h. De un lote de 24 dosímetros nuevos, se obtuvieron los resultados que se muestran en la tabla 5.3.

Se observaron dos grupos de dosímetros, uno con una alta respuesta TL (5 dosímetros) y otro con una baja respuesta TL (19 dosímetros). El primer grupo se eliminó por ser un grupo pequeño.

La figura 5.2, muestra curvas de brillo de los dosímetros TLD-600 de alta y baja respuesta después de ser irradiados en un campo mixto n- γ .

Se utilizaron las respuestas TL de los dosímetros TLD-600 de baja respuesta, para obtener el promedio de las respuestas TL (3.08 nC), y seleccionar así a todos los dosímetros cuya respuesta TL se encontrara agrupada en torno al promedio, y la dispersión de su respuesta fuese menor o igual que un 35 % del promedio.

Los 13 dosímetros TLD-600 seleccionados fueron irradiados en un campo de rayos gamma, producido por la fuente de cobalto del IFUNAM. El tiempo de irradiación fue de 10 min (3 mGy). Se siguió el protocolo correspondiente.

La tabla 5.4 muestra los resultados obtenidos.

La gráfica 5.2 muestra la distribución de los valores obtenidos en la irradiación. El valor promedio es 0.44 nC y la desviación estándar es de 0.07 nC (16 %).

La figura 5.3, muestra una curva de brillo obtenida en la irradiación de los dosímetros TLD-600 con rayos gamma, en la etapa de selección.

Tabla 5.3. Resultados de la irradiación de los dosímetros TLD-600 en un campo mixto n- γ , en la etapa de selección.

No.	RESPUESTA TL (nC)	No.	RESPUESTA TL (nC)
1	3.45	13	23.98
2	2.22	14	2.61
3	22.49	15	2.21
4	33.46	16	4.04
5	4.35	17	4.10
6	4.07	18	6.61
7	1.87	19	3.35
8	29.92	20	2.48
9	4.05	21	8.21
10	1.97	22	24.60
11	4.38	23	2.33
12	2.21	24	2.74

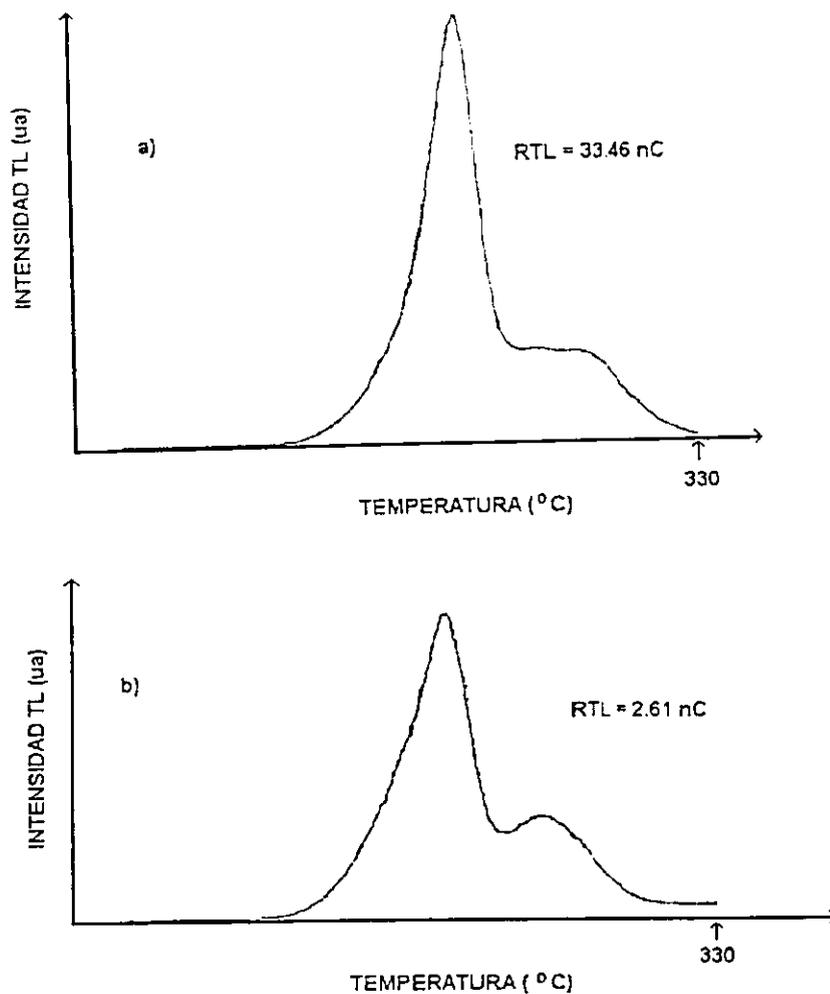
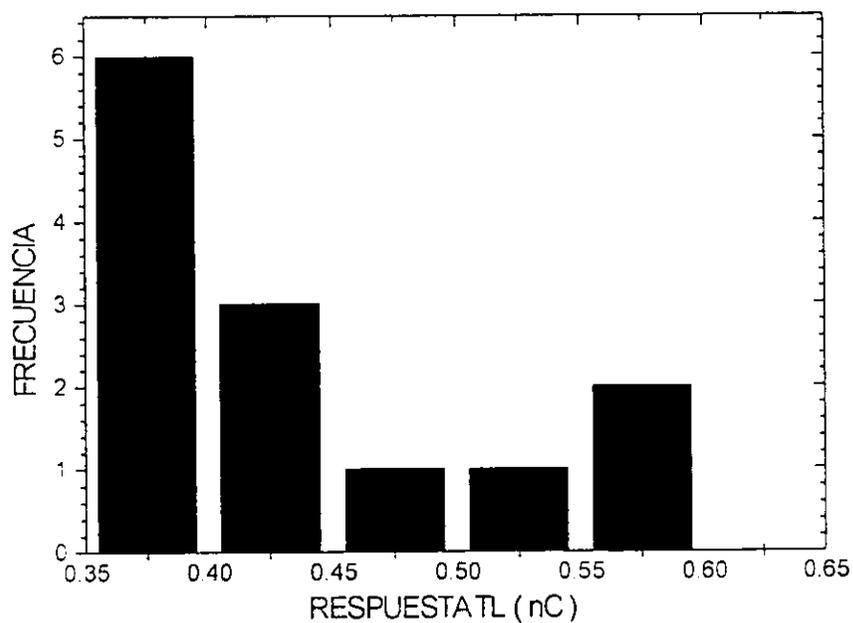


Figura 5.2. Curva de brillo de dosímetros TLD-600 irradiados en un campo mixto n- γ , en la etapa de selección. Se muestran las curvas de brillo de los dos tipos de dosímetros: a) alta respuesta, y b) baja respuesta.

Tabla 5.4. Resultados de la irradiación de los dosímetros TLD-600 con rayos gamma, en la etapa de selección.

No	RESPUESTA TL (nC)	No	RESPUESTA TL (nC)
1	0.42	8	0.36
2	0.58	9	0.47
3	0.43	10	0.40
4	0.38	11	0.43
5	0.40	12	0.39
6	0.54	13	0.39
7	0.56		



Gráfica 5.2. Histograma de frecuencia de la respuesta TL de los 13 dosímetros TLD-600, irradiados con rayos gamma.

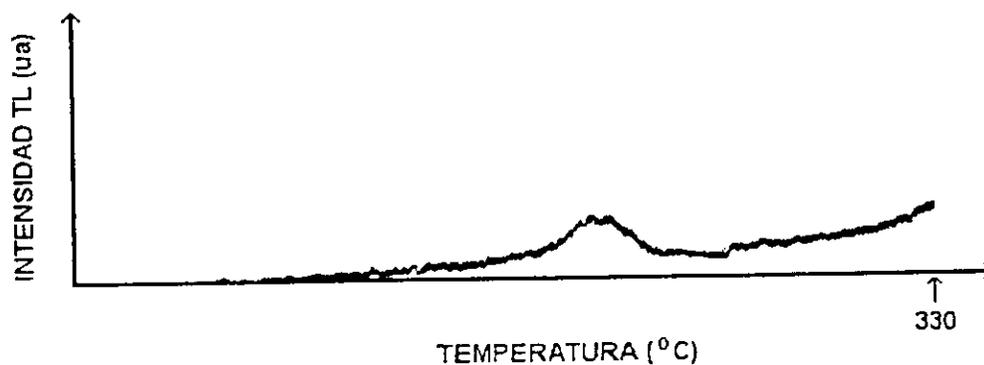


Figura 5.3. Curva de brillo obtenida en la irradiación de los dosímetros TLD-600 con rayos gamma, etapa de selección.

De los resultados anteriores se concluye que se dispone de 13 dosímetros TLD-600 de baja respuesta y 20 dosímetros GR-207.

5.2 Curva de sensibilidad de los dosímetros GR-207 y TLD-600

Curva de sensibilidad del dosímetro GR-207 a rayos gamma

Una vez seleccionados los dosímetros que forman el sistema dosimétrico, son irradiados con rayos gamma a diferentes dosis, para conocer su sensibilidad a este tipo de radiación.

Los dosímetros GR-207 son irradiados en un campo de rayos gamma, siguiendo el protocolo correspondiente, las dosis suministradas van de 0.05 a 8 mGy. La tabla 5.5 muestra la respuesta TL correspondiente a las diferentes dosis absorbidas.

La gráfica 5.3 muestra el ajuste lineal obtenido para los datos de la tabla 5.5 (curva de sensibilidad del dosímetro GR-207 a rayos gamma).

Los parámetros obtenidos con el ajuste lineal son:

$$m = 41.4 \pm 0.5 \text{ nC mGy}^{-1}; b = -0.20 \pm 1.66 \text{ nC}; R = 0.99941$$

donde m es la pendiente de la línea recta, b es la ordenada al origen y R es el coeficiente de correlación.

El hecho de que el valor de la incertidumbre a la ordenada al origen sea muy grande comparado con el valor de la ordenada al origen (830 %), afecta la precisión de los cálculos a dosis bajas. Por tal motivo, se realizó un ajuste lineal considerando únicamente los datos a dosis bajas.

La gráfica 5.4 muestra el ajuste lineal obtenido para las irradiaciones de 0.05, 0.10, 0.25, 0.50 y 0.75 mGy (curva de sensibilidad para dosis inferiores a 1 mGy).

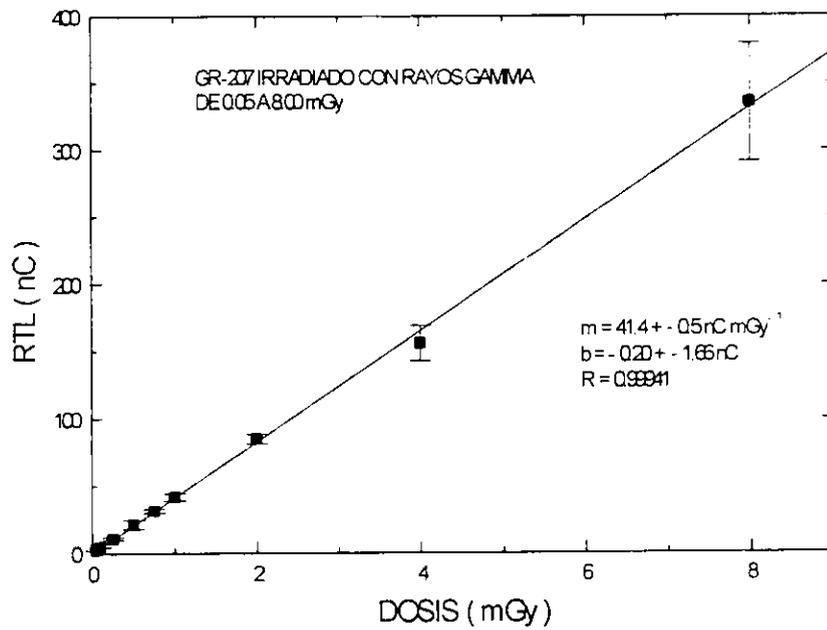
Los parámetros obtenidos con el ajuste lineal son:

$$m = 41.4 \pm 0.2 \text{ nC mGy}^{-1}; b = 0.36 \pm 0.10 \text{ nC}; R = 0.99995$$

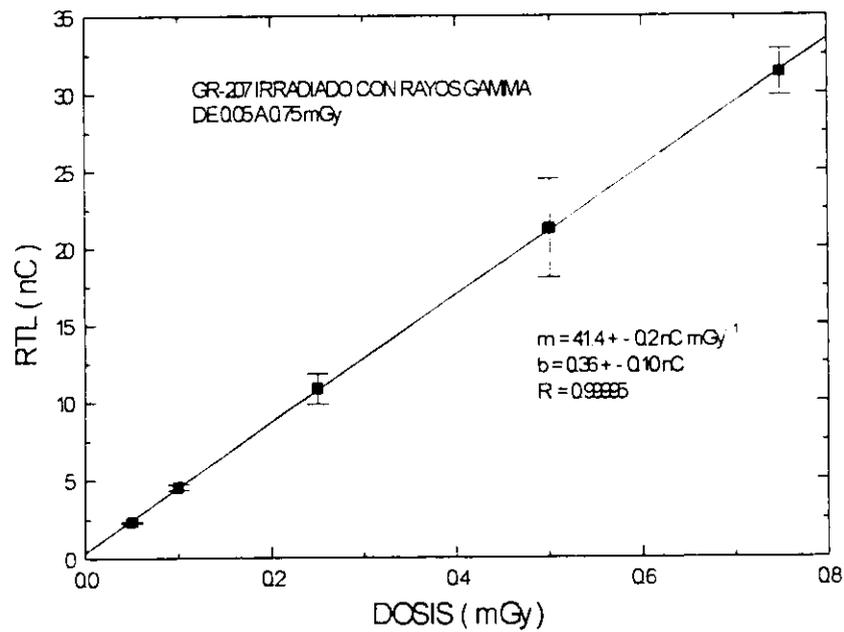
donde m es la pendiente de la línea recta, b es la ordenada al origen y R es el coeficiente de correlación.

Tabla 5.5. Resultados de las irradiaciones de dosímetros GR-207 con rayos gamma.

DOSIS (mGy)	RESPUESTA TL (nC)
0.05	2.32 ± 0.05
0.10	4.50 ± 0.18
0.25	10.81 ± 0.97
0.50	21.22 ± 3.21
0.75	31.31 ± 1.49
1.00	41.54 ± 2.54
2.00	84.82 ± 3.58
4.00	156 ± 13
8.00	335 ± 44



Gráfica 5.3. Ajuste lineal obtenido para los datos de la tabla 5.5.



Gráfica 5.4. Ajuste lineal para dosis de 0.05, 0.10, 0.25, 0.50 y 0.75 mGy (curva de sensibilidad para dosis inferiores a 1 mGy).

Curva de sensibilidad del dosímetro TLD-600 a rayos gamma

Los dosímetros TLD-600 que forman parte del sistema dosimétrico son expuestos a un campo de rayos gamma calibrado. Las dosis a las que son expuestos varían de 5 a 80 mGy. La tabla 5.6 muestra la respuesta TL obtenida en las irradiaciones.

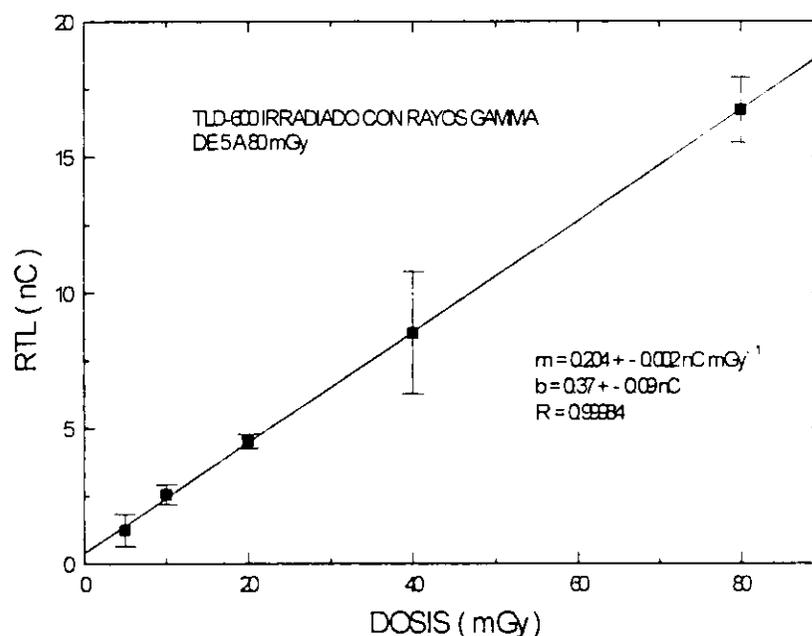
Tabla 5.6. Resultados de la irradiación de los dosímetros TLD-600 con rayos gamma.

DOSIS (mGy)	RESPUESTA TL (nC)
5	1.23 ± 0.59
10	2.55 ± 0.36
20	4.52 ± 0.27
40	8.51 ± 2.26
80	16.72 ± 1.20

La gráfica 5.5 muestra el ajuste lineal obtenido para los datos de la tabla 5.6. Los parámetros obtenidos para el ajuste lineal son:

$$m = 0.204 \pm 0.002 \text{ nC mGy}^{-1}; b = 0.37 \pm 0.09 \text{ nC y } R = 0.99984.$$

donde m es la pendiente del ajuste lineal, b es la ordenada al origen y R es el coeficiente de correlación.



Gráfica 5.5. Ajuste lineal de los datos de la tabla 5.6

Curva de sensibilidad del dosímetro TLD-600 a neutrones térmicos

Una vez conocida la sensibilidad del sistema dosimétrico al campo de rayos gamma, se forman paquetes de dosímetros, los cuales son irradiados en la pila térmica, sometiéndoseles a un campo mixto n- γ , siguiendo el protocolo correspondiente (3 dosímetros GR-207 y 3 dosímetros TLD-600).

Cuando los dosímetros son irradiados en un campo mixto n- γ , el dosímetro GR-207 discrimina la dosis correspondiente al campo de rayos gamma, por lo tanto se puede conocer la respuesta del dosímetro TLD-600 a esa dosis de rayos gamma (con la curva de sensibilidad correspondiente), y de esta forma se puede calcular la respuesta del dosímetro TLD-600 debida a neutrones térmicos.

La tabla 5.7 muestra la respuesta TL del dosímetro TLD-600 una vez hecha la discriminación de los campos. Por lo tanto, es la respuesta del dosímetro a neutrones térmicos.

Tabla 5.7. Resultados de la irradiación de los dosímetros TLD-600 en un campo mixto; la respuesta TL es la debida a los neutrones térmicos.

FLUENCIA DE NEUTRONES TÉRMICOS ($\times 10^6 \text{ cm}^{-2}$)	RESPUESTA TL (nC)
16.9	14.36 ± 4.07
33.9	30.93 ± 5.50
67.8	69.57 ± 9.46
313	329.9 ± 16.3
521	507.2 ± 39.8
610	618 ± 151

La gráfica 5.6 muestra el ajuste lineal obtenido para la respuesta TL en función de la fluencia de los neutrones térmicos.

Los parámetros obtenidos en el ajuste son:

$$m = (1.003 \pm 0.020) \times 10^{-6} \text{ nC cm}^{-2}; b = 0.43 \pm 7.07 \text{ nC y } R = 0.9992$$

donde m es la pendiente del ajuste lineal, b es la ordenada al origen y R es el coeficiente de correlación.

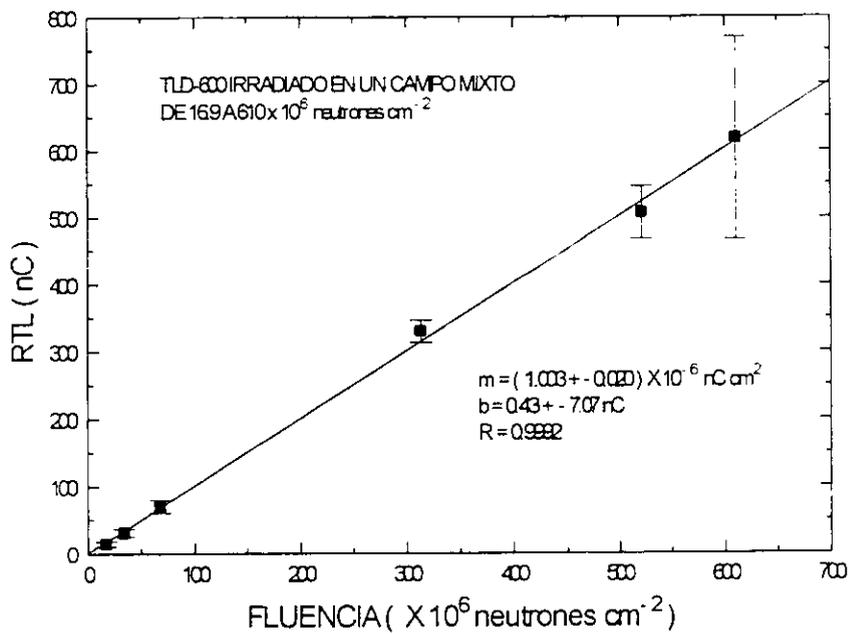
El hecho de que el valor de la incertidumbre de la ordenada sea muy grande, comparado con el valor de la ordenada al origen, afecta la precisión de los cálculos a fluencias bajas, por esta razón se realizó un ajuste lineal considerando únicamente los datos a fluencias bajas.

La gráfica 5.7 muestra el ajuste obtenido para las fluencias de neutrones térmicos de 16.9×10^6 , 33.9×10^6 y $67.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2}$ (ajuste para fluencias bajas).

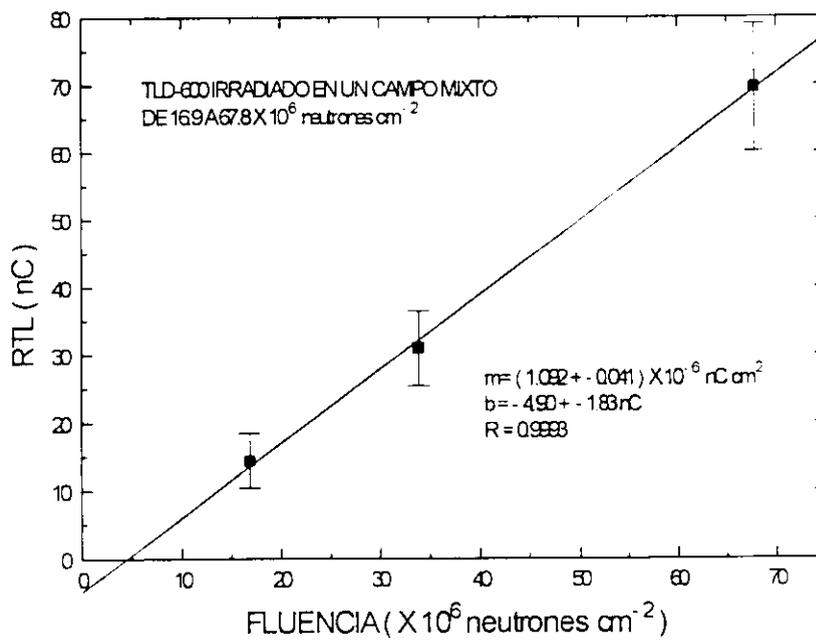
Los parámetros obtenidos en el ajuste son:

$$m = (1.092 \pm 0.041) \times 10^{-6} \text{ nC cm}^{-2}; b = -4.90 \pm 1.83 \text{ nC y } R = 0.9993$$

donde m es la pendiente del ajuste lineal, b es la ordenada al origen y R es el coeficiente de correlación.



Gráfica 5.6. Ajuste lineal obtenido con los datos de la tabla 5.7



Gráfica 5.7. Ajuste lineal obtenido para fluencias bajas.

5.3 Aplicaciones del sistema dosimétrico

Resultados de la dosimetría del 10 de octubre de 1996 en el acelerador Pelletron

Condiciones de trabajo en el acelerador:

- Haz: ^4He doblemente ionizado.
- Blancos: una pieza de berilio, un cristal de LiF y una pieza de grafito.
- Energía del haz: de 6 a 9 MeV.

Los dosímetros se colocaron siguiendo el protocolo correspondiente en el lugar marcado con el número 3 (ver figura 4.8). El sistema dosimétrico se mantuvo montado durante todo el tiempo que duraron las irradiaciones (aproximadamente 4 h).

Las respuestas TL obtenidas después de leer los dosímetros se muestran en la tabla 5.8.

Tabla 5.8. Resultados de la dosimetría en el acelerador "Pelletron", utilizando dosímetros TL.

DOSÍMETRO	RESPUESTA TL (nC)
GR-207	0.74 ± 0.18
TLD-600	0.45 ± 0.23

La figura 5.4 muestra curvas de brillo obtenidas de la irradiación de los dosímetros en el acelerador.

Las curvas de brillo fueron obtenidas en la escala de corriente del equipo lector de 10^{10} A. La respuesta TL obtenida de estos dosímetros no se utilizó en la dosimetría del acelerador, ya que ésta fue obtenida bajo condiciones diferentes a aquéllas con las que se estableció el protocolo.

La curva de brillo del dosímetro GR-207, presenta una estructura semejante a las obtenidas con estos dosímetros cuando son irradiados con rayos gamma. Se calculó la dosis de rayos gamma utilizando la curva de sensibilidad para dosis inferiores a 1 mGy (gráfica 5.4); esto se hace para disminuir la incertidumbre en el cálculo de la dosis.

$$D_{\gamma} = 9.18 \pm 5.05 \mu\text{Gy}$$

Como dato de referencia, la dosis ambiental en la Cd de México es aproximadamente de $3 \mu\text{Gy dia}^{-1}$ ($3 \mu\text{Gy d}^{-1}$) [5].

La curva de brillo obtenida para solo un dosímetro TLD-600 no presentó una estructura semejante a las que se obtienen con estos dosímetros cuando son irradiados en un campo mixto n- γ ; por este motivo, no se le puede asignar una fluencia de neutrones térmicos a la respuesta TL de los dosímetros TLD-600.

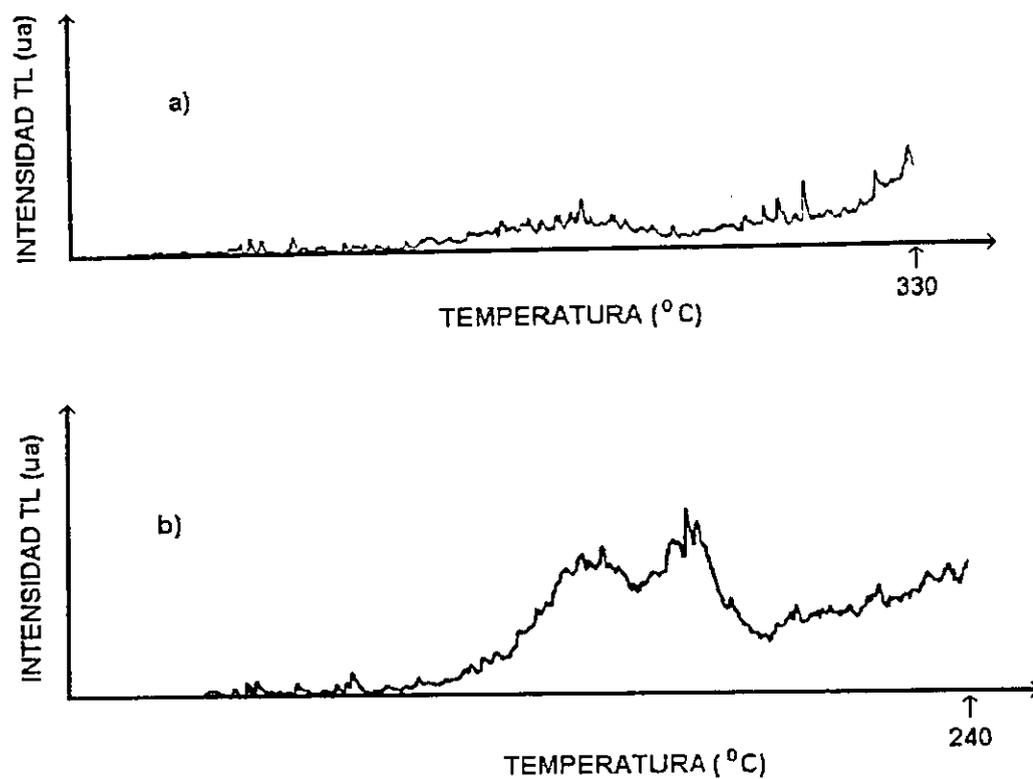


Figura 5.4. Curvas de brillo obtenidas de la irradiación de los dosímetros en el acelerador, a) dosímetro TLD-600 y b) dosímetro GR-207.

La tabla 5.9 muestra los resultados obtenidos en el levantamiento de niveles de radiación, únicamente se muestran los valores máximos obtenidos con los contadores en cada lugar del acelerador (ver figura 4.8).

Tabla 5.9. Tasa máxima de equivalente de dosis para neutrones (H_{Max}) y tasa máxima de exposición (X_{max}) obtenidas para cada uno de los lugares en donde se midieron estas cantidades, así como el blanco y la energía del haz (E_n) con que se realizó el experimento.

POSICIÓN	DESCRIPCIÓN	TASA MÁXIMA DE EQUIVALENTE DE DOSES		BLANCO	
		H_{max} (mSv/h)	X_{max} (mR/h)	Material	Energía (MeV)
1	En contacto con la cámara	0.000	0.35	LiF	6
2	En contacto con la cámara	0.000	0.34	LiF	6
3	En contacto con la cámara	0.000	0.14	LiF	6
4	En contacto con la cámara	0.24	-----	Be	9
5	En contacto con la cámara	0.000	0.13	LiF	6
6	En contacto con la cámara	0.000	0.30	LiF	6
7	A un metro de la cámara	0.045	-----	Be	9
8	Zona de la consola	0.009	-----	Be	9

Resultados de la dosimetría del 29 de octubre de 1996 en el acelerador Van de Graaff de 5.5 MV

Condiciones de trabajo en el acelerador:

- haz: deuterio
- blancos: compuestos de silicio
- energía del haz: 1 MeV

El sistema se colocó por encima de la cámara PIXE, durante todo el tiempo en el que se realizaron las irradiaciones. Los resultados obtenidos con el sistema dosimétrico se muestran en la tabla 5.10.

Tabla 5.10. Resultados de la dosimetría en el acelerador Van de Graaff, utilizando dosímetros TL.

DOSIMETRO	RESPUESTA TL (nC)
GR-207	2.79 ± 0.18
TLD-600	1.23 ± 0.23

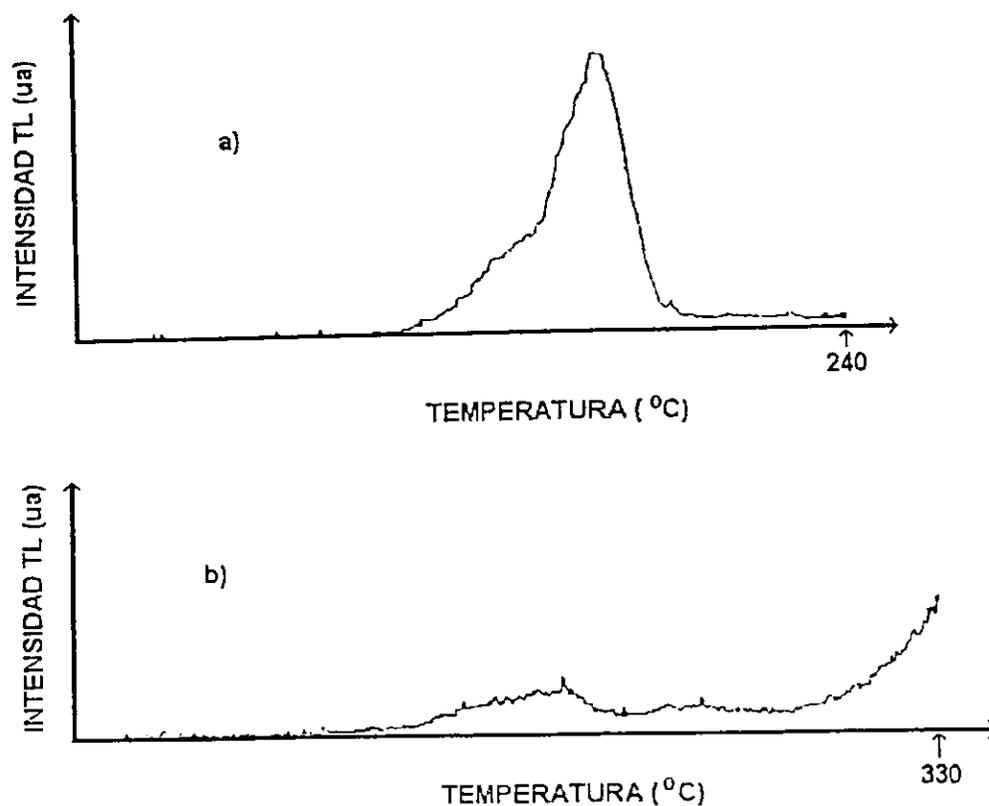


Figura 5.5. Curvas de brillo obtenidas en la dosimetría del acelerador, a) un dosímetro GR-207 y b) un dosímetro TLD-600.

La figura 5.5, muestra las curvas de brillo de los dosímetros utilizados en la dosimetría del acelerador.

La curva de brillo obtenida de un dosímetro GR-207, presenta una estructura que es característica cuando estos dosímetros son irradiados en un campo de rayos gamma.

Utilizando la curva de sensibilidad de dosis inferiores a 1 mGy del dosímetro GR-207 (gráfica 5.4), se obtiene la dosis de rayos gamma para el campo mixto.

$$D_{\gamma} = 58.7 \pm 5.3 \mu\text{Gy}$$

Como referencia la dosis ambiental en Cd. México es aproximadamente de $3 \mu\text{Gy día}^{-1}$ [5].

La curva de brillo obtenida de un dosímetro TLD-600, presenta una estructura característica de estos dosímetros cuando son irradiados en un campo mixto n- γ (ver sección 6.2).

Como la dosis de rayos gamma es menor que 1 mGy, toda la respuesta TL es debida a neutrones térmicos, por lo tanto, la fluencia a neutrones térmicos se puede calcular utilizando la curva de sensibilidad a fluencias bajas (gráfica 5.7). Así, la fluencia de neutrones térmicos en el interior de la esfera es de:

$$\phi_{n,t} = (5.61 \pm 1.68) \times 10^6 \text{ neutrones cm}^{-2}$$

La eficiencia de la esfera de polietileno en la termalización de los neutrones es de 27.20 % para la energía de 1.5 MeV (tabla 4.2). Por lo tanto, la fluencia de neutrones rápidos fuera de la esfera será de:

$$\phi_{n,r} = (20.6 \pm 6.2) \times 10^6 \text{ neutrones cm}^{-2}$$

Para calcular el equivalente de dosis correspondiente a la energía de los neutrones se utiliza la tabla 2.3. Se tiene que, neutrones con una energía de 1 MeV y una fluencia de 1.37×10^6 neutrones cm^{-2} , se traducen en 1 mSv de equivalente de dosis. Por lo tanto, el equivalente de dosis asociado a la fluencia de neutrones obtenida en la dosimetría es de aproximadamente:

$$H_n = 15.0 \pm 4.5 \text{ mSv}$$

Las lecturas obtenidas con los contadores en la sala de control (con una pared como blindaje) fueron de:

$$\begin{aligned} &\text{Tasa de exposición a rayos gamma: } 0.03 \text{ mR h}^{-1} . \\ &\text{Tasa de equivalente de dosis a neutrones: menos de } 90 \mu\text{Sv h}^{-1} \end{aligned}$$

El tiempo de irradiación total fue de aproximadamente 4 h.

Dosimetría de la fuente de Am:Be del IFUNAM

Condiciones de la dosimetría de la fuente de Am:Be:

- La fuente se colocó sobre el pozo de neutrones.
- La distancia del centro del moderador al centro del contenedor es de 13 cm y, la distancia del centro del portadosímetros al centro del contenedor es de 13 cm.
- Tiempo total de irradiación es de 71.6 h.

Las respuestas TL obtenidas con el sistema dosimétrico se muestran en la tabla 5.11.

Tabla 5.11. Resultados de la dosimetría de la fuente de Am:Be, con dosímetros TL.

DOSIMETRO	RESPUESTA TL (nC)
GR-207 (en el moderador)	41.6 ± 3.6
TLD-600 (en el moderador)	23.9 ± 3.8
GR-207 (en el portadosímetro)	48.6 ± 6.2

Como la irradiación dura 71.6 h, se tiene que medir la dosis ambiental (debido a la gran sensibilidad del dosímetro GR-207 a rayos gamma), para lo cual se colocan dosímetros GR-207 en el interior de una cápsula y, se colocan en el interior del laboratorio de dosimetría (dosímetros de control); de esta manera se puede medir la dosis ambiental a la que se exponen los dosímetros. La respuesta TL obtenida con los dosímetros de control es de 0.74 ± 0.05 nC, y la dosis asignada es de 9.17 ± 2.66 μ Gy, utilizando la curva de sensibilidad de dosis inferiores a 1 mGy (gráfica 5.4).

La figura 5.6, muestra curvas de brillo obtenidas en la dosimetría de la fuente de Am:Be.

Las curvas de brillo obtenidas con los dosímetros GR-207, son típicas de irradiaciones con rayos gamma, y la curva de brillo obtenida con el dosímetro TLD-600, es una típica curva de brillo obtenida en un campo mixto n- γ .

A las respuesta TL de los dosímetros GR-207, se les resta la dosis ambiental y de esta forma se obtiene la dosis gamma en el campo mixto n- γ .

La dosis y la tasa de dosis de rayos gamma obtenidas en el interior del moderador son:

$$D_{\gamma} = (1.00 \pm 0.10) \text{ mGy}$$

$$dD_{\gamma}/dt = (14.0 \pm 1.4) \mu\text{Gy h}^{-1}$$

La dosis y la tasa de dosis de rayos gamma obtenidas en el portadosímetros de lucita son de:

$$D_{\gamma} = (1.17 \pm 0.15) \text{ mGy}$$

$$dD_{\gamma}/dt = (16.3 \pm 2.1) \mu\text{Gy h}^{-1}$$

Para los cálculos de las dosis se utiliza la curva de sensibilidad completa (gráfica 5.3).

Como la dosis de rayos gamma de la fuente es mayor que 1 mGy (ver sección 6.2) se tiene que calcular la respuesta TL del dosímetro TLD-600, debida a los rayos gamma, para poder calcular la respuesta TL debida únicamente a neutrones térmicos.

La respuesta TL debida a neutrones térmicos es de (23.5 ± 3.8) nC, para el dosímetro TLD-600.

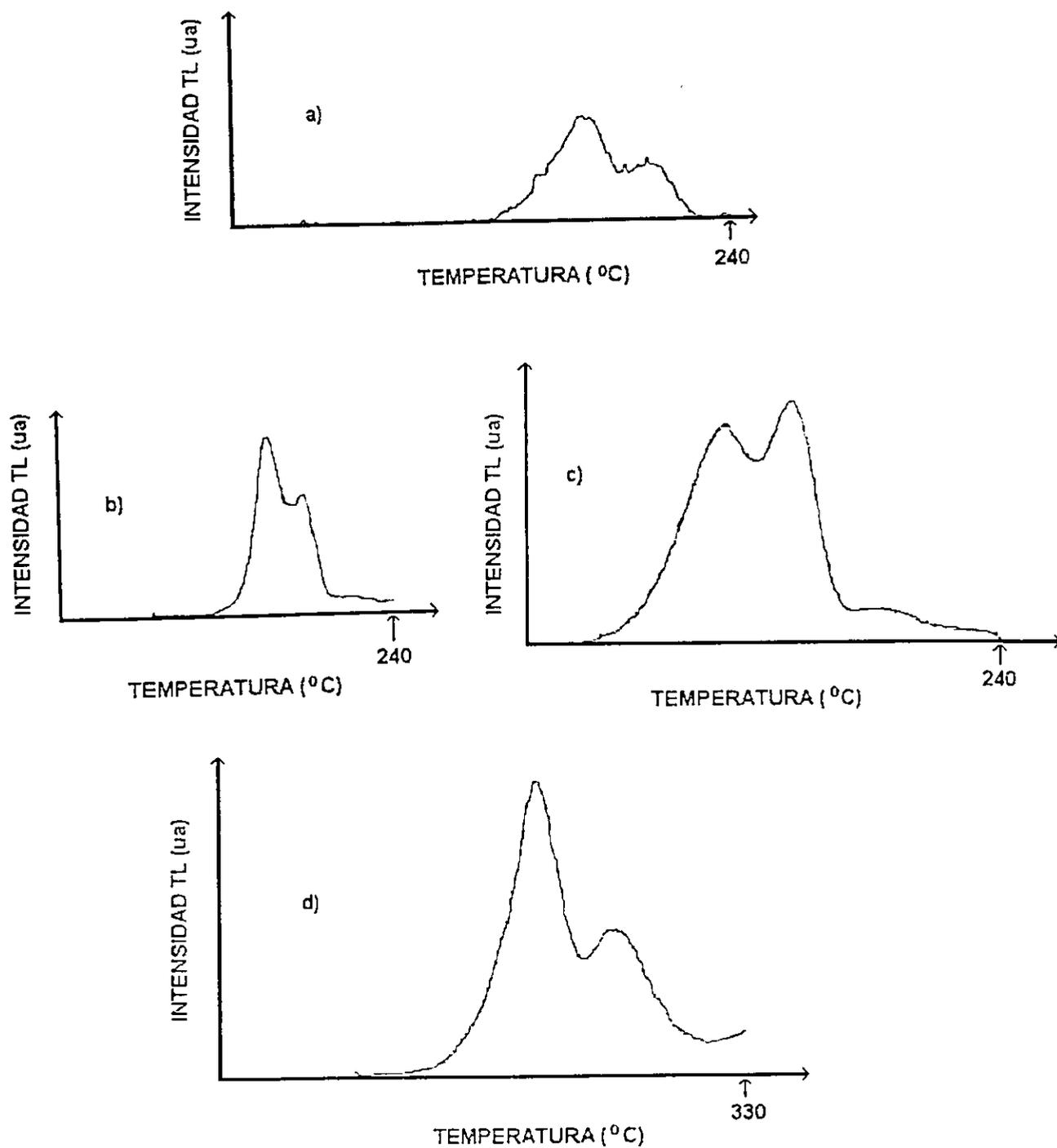


Figura 5.6. Curvas de brillo obtenidas en la dosimetría a la fuente de Am:Be: a) dosímetro GR-207 de control, b) dosímetro GR-207 dentro del moderador de neutrones, c) dosímetro GR-207 dentro del portadosímetros y d) dosímetro TLD-600 dentro del moderador de neutrones.

Se calcula la fluencia de neutrones térmicos utilizando la curva de sensibilidad a fluencias bajas (gráfica 5.7), obteniéndose que la fluencia y la tasa de fluencia para neutrones térmicos en el interior del moderador son:

$$\phi_{n,t} = (26.0 \pm 3.9) \times 10^6 \text{ neutrones cm}^{-2}$$

$$d\phi_{n,t}/dt = (0.363 \pm 0.054) \times 10^6 \text{ neutrones cm}^{-2} \text{ h}^{-1}$$

La eficiencia en la termalización de los neutrones por parte del moderador es de 22.85 %, si se considera que la energía de los neutrones al momento de incidir sobre el moderador es en promedio de 4.4 MeV. Por lo tanto, la fluencia y la tasa de fluencia de los neutrones rápidos que inciden sobre el moderador son:

$$\phi_{n,r} = (114 \pm 17) \times 10^6 \text{ neutrones cm}^{-2}$$

$$d\phi_{n,r}/dt = (1.59 \pm 0.24) \times 10^6 \text{ neutrones cm}^{-2} \text{ h}^{-1}$$

Considerando la tabla 2.3 se calcula el equivalente de dosis, para neutrones de 4.4 MeV de energía, obteniéndose:

$$H = 99.1 \pm 14.9 \text{ mSv}$$

Y una tasa de equivalente de dosis de:

$$dH/dt = 1.38 \pm 0.21 \text{ mSv h}^{-1}$$

Los resultados obtenidos del levantamiento de niveles de radiación con los contadores se muestran en la tabla 5.12.

Tabla 5.12. Resultado del levantamiento de niveles de radiación en las vecindades de la fuente de Am:Be.

LUGAR	LECTURA DEL G-M	LECTURA DEL CN
	(cpm)	(mSv h ⁻¹)
Fondo natural	0.03 ± 0.01	0.000 ± 0.003
En contacto con la fuente	2.0 ± 0.5	0.45 ± 0.03
A 25 cm de la fuente	0.7 ± 0.05	0.045 ± 0.003
A 50 cm de la fuente	0.3 ± 0.05	0.015 ± 0.003
A 100 cm de la fuente	0.10 ± 0.01	0.009 ± 0.003

Donde:

G-M: contador Geiger-Muller.

CN: contador de neutrones.

Dosimetría en las vecindades del irradiador de neutrones del laboratorio de Física Moderna de la Facultad de Ciencias de la UNAM

Se realizó un levantamiento de niveles en las vecindades del irradiador de neutrones, a la altura del punto 1 (figura 4.11) con el contador Geiger-Muller y el contador de neutrones, obteniéndose los resultados que se muestran en la tabla 5.13.

Tabla 5.13. Resultado del levantamiento de niveles de radiación en las vecindades del irradiador de la fuente de Am:Be.

	CONTADOR GEIGER-MULLER (mSv h ⁻¹)	CONTADOR DE NEUTRONES (nSv h ⁻¹)
Fondo natural	0.02 ± 0.01	0 ± 3
En contacto con el irradiador	0.8 ± 0.1	37 ± 3
A un metro del irradiador	0.06 ± 0.01	6 ± 3

Los dosímetros se colocaron en las zonas indicadas en el desarrollo experimental durante 600 h. Los resultados obtenidos se muestran en la tabla 5.14.

Tabla 5.14. Resultado de la dosimetría en las vecindades del irradiador, utilizando dosímetros TL.

ZONA	DOSIMETRO TL (mSv)	DOSIMETRO TL (mSv)
1	140 ± 6	7.60 ± 0.53
2	69.10 ± 2.20	4.76 ± 0.72

Como las irradiaciones duraron 600 h se colocaron dosímetros de control en el laboratorio de dosimetría para conocer la dosis ambiental y poderla restar de la dosis obtenida por los dosímetros GR-207, conociéndose así la dosis de los rayos gamma emitidos únicamente por el irradiador. Los resultados se muestran en la tabla 5.15.

Tabla 5.15. Resultados de la dosis y tasa de dosis de rayos gamma, obtenidos de la dosimetría con los dosímetros TL.

ZONA	DOSIS DE RAYOS GAMMA (mSv)	TASA DE DOSIS DE RAYOS GAMMA (µGy/h)
fondo	85.0 ± 3.4	0.141 ± 0.006
1	3290 ± 140	5.48 ± 0.22
2	1580 ± 70	2.63 ± 0.10

La respuesta TL del dosímetro TLD-600 se tiene que corregir debido a que la dosis por rayos gamma emitidos por el irradiador es mayor que 1 mGy (ver sección 6.2). Tomando en cuenta estas correcciones se obtienen la fluencia y la tasa de fluencia para neutrones térmicos, las cuales se muestran en la tabla 5.16.

Tabla 5.16. Resultados del cálculo de la fluencia y la tasa de fluencia de neutrones térmicos en los diferentes lugares en los que se colocaron dosímetros.

LUGAR	FLUENCIA ($\times 10^6 \text{ cm}^{-2}$)	TASA DE FLUENCIA ($\times 10^{-3} \text{ cm}^{-2} \text{ h}^{-1}$)
1	10.5 ± 1.8	17.5 ± 0.30
2	8.21 ± 1.18	13.7 ± 0.30

En el lugar marcado con el número 1 se detectan únicamente neutrones térmicos que salen del irradiador debido a que estos dosímetros no se introducen en el moderador. En el lugar marcado con el número 2 se detectan neutrones térmicos que son termalizados por el moderador esférico; estos neutrones son rápidos y salen del irradiador con una energía promedio de 4.4 MeV.

La eficiencia del moderador para termalizar neutrones a la energía de 4.4 MeV es de 22.85%. Por lo tanto, la fluencia y tasa de fluencia de los neutrones rápidos en el punto 2 son:

$$\phi_{n,r} = (35.9 \pm 7.9) \times 10^6 \text{ cm}^{-2}$$

$$d\phi_{n,r}/dt = (59.5 \pm 1.30) \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \text{ h}^{-1}$$

Para calcular el equivalente de dosis y la tasa de equivalente de dosis se utiliza la tabla 2.3, los resultados se muestran en la tabla 5.17.

Tabla 5.17. Resultados de equivalente de dosis y de tasa de equivalente de dosis, para neutrones térmicos y para neutrones rápidos.

TIPO DE NEUTRÓN	de mS	dH/dt mS/h
Térmicos	0.215 ± 0.036	0.36 ± 0.06
Rápidos	31.2 ± 6.9	52 ± 11

La figura 5.7, muestra curvas de brillo obtenidas en la dosimetría del contenedor de la fuente de Am:Be.

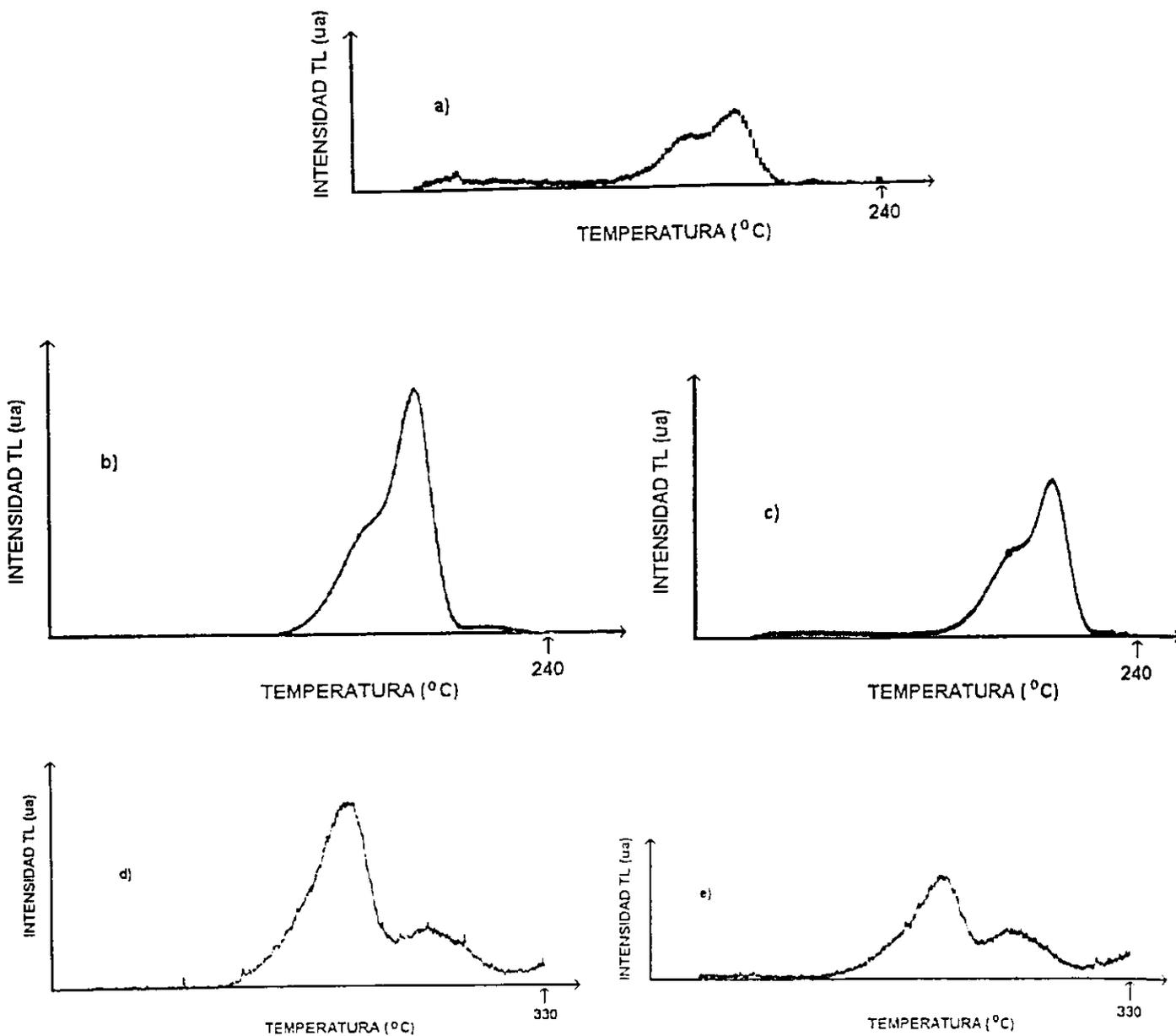


Figura 5.7. Curvas de brillo obtenidas en la dosimetría del irradiador de la fuente de Am:Be de la FC-UNAM.; a) dosímetro GR-207 de control, b) dosímetro GR-207 fuera del moderador, c) dosímetro GR-207 colocado en el interior del moderador, d) dosímetro TLD-600 fuera del moderador y e) dosímetro TLD-600 colocado en el interior del moderador.

Capítulo VI

Análisis y conclusiones

6.1 Selección de los dosímetros

Selección de los dosímetros GR-207

Los dosímetros GR-207 fueron irradiados inicialmente en un campo de rayos gamma calibrado (a una dosis de 2.49 mGy); de esta forma, se seleccionaron todos los dosímetros para los cuales la dispersión de su respuesta TL, fue menor o igual que un 5 % con respecto al promedio de las respuestas TL. Se seleccionaron 20 dosímetros que cumplieron con la condición. Estos dosímetros fueron irradiados durante 24 h en un campo mixto n- γ (no calibrado), encontrándose una desviación estándar de las respuestas TL de un 11 %.

Las curvas de brillo obtenidas en estas irradiaciones no presentaron la estructura reportada en la literatura. La estructura reportada es de un solo pico, y la obtenida en este trabajo es en algunas ocasiones una curva de dos picos y en otras tiene un solo pico. La altura de los picos varía de una curva a otra, aún para una misma dosis. El parámetro que permanece invariable, para una misma dosis, es el área bajo la curva de brillo, mismo que se utilizó en este trabajo para hacer la dosimetría.

Selección de los dosímetros TLD-600

Los dosímetros TLD-600 fueron irradiados, primero durante 24 h, en un campo mixto n- γ (no calibrado), encontrándose dos tipos de dosímetros, los de alta respuesta TL y los de baja respuesta TL. Se tuvieron que eliminar los dosímetros de alta respuesta TL, debido a que sólo eran 5, y la curva de brillo que presentaron no estaba del todo de acuerdo con lo reportado en la literatura. De tal manera que sólo se consideraron a los dosímetros de baja respuesta TL, de los cuales se seleccionaron 13, que cumplieron con la condición de que la dispersión de su respuesta TL fuera menor o igual que un 35%, con respecto al promedio de las respuestas TL. Después, los dosímetros seleccionados fueron irradiados en un campo calibrado de rayos gamma, durante 10 min (3 mGy), obteniéndose una desviación estándar de las respuestas TL de un 16 %.

Al momento de la selección se tuvieron que escoger dosímetros que presentaban una gran dispersión en la respuesta TL cuando éstos fueron irradiados en un campo mixto, debido a que se tenía que contar con suficientes dosímetros para poder hacer las diferentes mediciones.

Las curvas de brillo obtenidas para estos dosímetros están de acuerdo con lo reportado en la literatura, para los diferentes campos de radiación.

6.2 Curvas de sensibilidad de los dosímetros

Curva de sensibilidad del dosímetro GR-207 a rayos gamma

Se construyeron dos curvas de sensibilidad para este dosímetro. Para la construcción de estas curvas se irradiaron los dosímetros a diferentes dosis de rayos gamma, de 0.05 a 8.00 mGy. De esta manera se construyó una curva de sensibilidad considerando todas las irradiaciones (gráfica 5.3); en esta curva se puede observar que la incertidumbre asociada a la ordenada al origen es muy grande en comparación con el valor de la ordenada al origen. Esto afecta los cálculos de la incertidumbre, para dosis bajas. Por este motivo, se construyó una segunda curva de sensibilidad, para dosis inferiores a 1 mGy, considerando los datos de las dosis de 0.05 a 0.75 mGy (gráfica 5.4). En esta curva se puede observar que la incertidumbre asociada a la ordenada al origen es más pequeña que la anterior, por lo tanto, se tiene que considerar el siguiente criterio para utilizar las diferentes curvas:

CURVA DE SENSIBILIDAD	INTERVALO DE RESPUESTA (nC)
DOSIS INFERIORES A 1mGy (gráfica 5.4)	de 2.32 a 31.31
DOSIS COMPLETAS (gráfica 5.3)	de 31.31 a 335

(6.1)

Por lo tanto el intervalo de trabajo del dosímetro GR-207 expuesto a rayos gamma, siguiendo el protocolo correspondiente, es de:

- Respuesta TL:

2.36 a 335 nC

(6.2)

- Dosis de rayos gamma:

0.05 a 8.00 mGy

(6.3)

Curva de sensibilidad del dosímetro TLD-600 a rayos gamma

La curva de sensibilidad del dosímetro TLD-600 irradiado con rayos gamma se obtuvo irradiando los dosímetros a dosis de rayos gamma de 5 a 80 mGy, debido a que la sensibilidad de este dosímetro a los rayos gamma es menor que la sensibilidad del dosímetro GR-207. Extrapolando el ajuste lineal, se considera que la mínima dosis de rayos gamma para la cual estos dosímetros son sensibles es de 1 mGy, utilizando el protocolo definido con anterioridad para este tipo de dosímetros.

Si los dosímetros TLD-600 son irradiados con rayos gamma para dosis menores que 1 mGy, tomando en cuenta el protocolo correspondiente se puede considerar que estos dosímetros son insensibles a esta radiación. Por lo tanto si el sistema dosimétrico es expuesto a un campo mixto n- γ , para una dosis de rayos gamma menor que 5 mGy, el sistema dosimétrico estará descrito por las ecuaciones:

$$\begin{aligned} Q_{\gamma}^{GR-207} &= A^{GR-207} D_{\gamma} \\ Q_n^{TLD-600} &= B^{TLD-600} \phi_{n,t} \end{aligned}$$

(6.4)

De esta manera, el sistema dosimétrico estará descrito por el sistema de ecuaciones 3.17 y 6.1. dependiendo de la dosis de rayos gamma. Para ambos casos el dosimetro GR-207 es el elemento que da la información de la dosis de rayos gamma, por lo tanto, primero se tiene que calcular la dosis de rayos gamma, y una vez conocida se puede decidir cuál de los dos sistemas de ecuaciones se tiene que utilizar para encontrar la fluencia de neutrones térmicos.

SISTEMA DE ECUACIONES	DOSIS DE RAYOS GAMMA
6.4	de 0.05 a menos de 1 mGy
3.21	de 1 a 8 mGy

(6.5)

Curva de sensibilidad del dosimetro TLD-600 a neutrones térmicos

Los dosímetros TLD-600 fueron irradiados en un campo mixto n- γ , del cual se conoce la fluencia de neutrones térmicos y se calculó la dosis de rayos gamma con el dosimetro GR-207, de tal manera, que se puede diferenciar de la respuesta total del dosimetro TLD-600, la respuesta TL debida a rayos gamma y la debida a neutrones térmicos.

Se construyó una curva de sensibilidad para fluencias de neutrones térmicos que van de 1.69×10^7 a $6.10 \times 10^8 \text{ cm}^{-2}$ (gráfica 5.6). En esta curva se puede observar que la incertidumbre asociada a la ordenada al origen es muy grande en comparación con el valor de la ordenada al origen. Esto afecta a los cálculos de incertidumbre, para fluencias bajas. Por este motivo se construyó otra curva de sensibilidad, considerando los datos de fluencias bajas, de 1.69×10^7 a $6.78 \times 10^8 \text{ cm}^{-2}$ (gráfica 5.7), en la cual, la incertidumbre asociada a la ordenada al origen es menor. Se redujo la incertidumbre en el valor de la ordenada al origen, pero éste es muy diferente de cero (se espera respuesta nula a fluencia nula). Por lo que se recomienda cautela al evaluar fluencias de neutrones térmicos a partir de lecturas inferiores a 14 nC (ver sección 5.2).

Por lo tanto, se tiene que considerar el siguiente criterio, para utilizar las diferentes curvas de sensibilidad de neutrones térmicos:

CURVA DE SENSIBILIDAD	INTERVALO DE RESPUESTA TL (nC)
FLUENCIAS BAJAS (gráfica 5.7)	de 1.23 a 70.00
FLUENCIAS COMPLETAS (gráfica 5.6)	de 70.00 a 618

(6.6)

Por lo tanto, el intervalo de trabajo del dosimetro TLD-600 expuesto a neutrones térmicos (siguiendo el protocolo definido en este trabajo), es de:

- Respuesta TL

$$1.23 \text{ a } 618 \text{ nC}$$

(6.7)

- Fluencia de neutrones térmicos

$$5.61 \times 10^6 \text{ a } 6.10 \times 10^8 \text{ cm}^{-2}$$

(6.8)

6.3 Aplicaciones del sistema dosimétrico

Dosimetría en las vecindades del acelerador "Pelletron" del día 10 de octubre de 1996

Dosimetría de rayos gamma

La dosis de rayos gamma obtenida por los dosímetros GR-207, en el interior del moderador de neutrones, fue de $9.18 \pm 5.05 \mu\text{Gy}$. La tasa de dosis ambiental medida con los dosímetros GR-207, obtenida en otras aplicaciones en el IFUNAM es de $3.2 \pm 0.2 \mu\text{Gy d}^{-1}$. Como los dosímetros estuvieron expuestos a la radiación ambiental, aproximadamente dos días entre el horneado y la lectura de éstos, se puede asociar una dosis aproximada debida a los rayos gamma ambientales de $6.4 \pm 0.4 \mu\text{Gy}$. Por lo tanto, la dosis de rayos gamma detectada por los dosímetros GR-207 es en su mayoría debida a la radiación ambiental.

Dosimetría de neutrones

La respuesta TL de los dosímetros TLD-600 es muy pequeña, por debajo del valor del límite establecido en 6.7, de tal manera que, no se pudo asignar una fluencia de neutrones térmicos.

Por lo tanto, la fluencia de neutrones térmicos en el interior del moderador fue menor a $5.61 \times 10^6 \text{ cm}^{-2}$, ver límite inferior en 6.8, y considerando la energía máxima de los neutrones (14.7 MeV) la fluencia de neutrones térmicos fuera del moderador fue menor a $61.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2}$ (la eficiencia del moderador esférico es de 9.16 %). Esto se traduce a un equivalente de dosis menor a 70.7 mSv (el límite establecido para el personal ocupacionalmente expuesto es de 50 mSv por año).

Los contadores si detectaron neutrones y rayos gamma, durante algunas irradiaciones y en ciertos lugares en donde se colocaron éstos; esto significa que, para este caso, los contadores utilizados tienen una mayor sensibilidad que el sistema dosimétrico.

Dosimetría en las vecindades del acelerador Van de Graaff de 5.5 MV, del día 29 de octubre de 1996

Dosimetría de rayos gamma

La dosis de rayos gamma obtenida fue de $58.7 \pm 5.3 \mu\text{Gy}$. Los dosímetros estuvieron expuestos a la radiación ambiental aproximadamente dos días ($6.4 \pm 0.4 \mu\text{Gy}$); restando esta dosis de la dosis obtenida por los dosímetros GR-207, se obtuvo que la dosis debida al campo mixto n- γ es de $52.3 \pm 5.7 \mu\text{Gy}$ en el interior del moderador, dosis que es similar al nivel de radiación ambiental.

Dosimetría de neutrones.

El equivalente de dosis de neutrones rápidos, fuera del moderador fue de 15.1 ± 4.5 mSv. Este valor se calculó de una lectura de 1.23 ± 0.23 nC, por lo tanto se tiene que tomar con las reservas expuestas en la sección 6.2; de tal manera que se consideró como un cota máxima del equivalente de dosis.

El límite de equivalente de dosis, para el personal ocupacionalmente expuesto (POE), es de 50 mSv por año. Por lo tanto, el tiempo de estancia máximo, sobre la cámara PIXE, es de 13 horas por año, intentándose distribuir lo más uniformemente posible estas 13 h durante el año.

Los niveles de radiación encontrados en el cuarto de control del acelerador con ayuda de los contadores fueron:

Con respecto a rayos gamma, es igual al nivel de radiación ambiental.

Con respecto a neutrones, fue menor que $36 \mu\text{Sv h}^{-1}$.

Dosimetría en las vecindades de la fuente de Am:Be del IFUNAM

Dosimetría de rayos gamma

La tasa de dosis encontrada en el interior del moderador fue de $14.0 \pm 1.4 \mu\text{Gy h}^{-1}$; considerando que la energía de los rayos gamma es de 4.4 MeV, se tiene que la tasa de dosis fuera del moderador fue de $19.4 \pm 1.9 \mu\text{Gy h}^{-1}$, tomando en cuenta la atenuación del moderador (tabla 4.3).

La tasa de dosis en el interior del portadosímetro de lucita fue de $16.3 \pm 2.1 \mu\text{Gy h}^{-1}$; la tasa de dosis fuera del portadosímetro fue de $16.7 \pm 2.2 \mu\text{Gy h}^{-1}$, considerando la atenuación de la lucita (tabla 4.1). Estos valores coinciden cuando se consideran las respectivas incertidumbres, por lo que el valor promedio de la tasa de dosis es de $19 \pm 2 \mu\text{Gy h}^{-1}$. Por lo tanto, la tasa de equivalente de dosis es de $19 \pm 2 \mu\text{Sv h}^{-1}$.

Dosimetría de neutrones

La tasa de equivalente de dosis para neutrones rápidos (4.4 MeV de energía), fue de 1.38 ± 0.21 mSv h^{-1} .

Por lo tanto, la tasa de equivalente de dosis combinada (rayos gamma con neutrones) fue de 1.40 ± 0.21 mSv h^{-1} (el límite de equivalente de dosis para POE es de 50 mSv por año). El máximo tiempo de estancia, a 13 cm de la fuente, es de 36 horas por año, intentándose distribuir lo más uniformemente posible estas 36 h durante el intentándose distribuir lo más uniformemente posible estas 13 h durante el año.

La lectura del contador Geiger-Muller fue de 2.0 mR h^{-1} cuando el contador se colocó en contacto con la fuente, que equivale aproximadamente a una tasa de $20 \mu\text{Gy h}^{-1}$. Comparado con el resultado obtenido con el sistema dosimétrico, $19.4 \pm 1.9 \mu\text{Gy h}^{-1}$ a una distancia de 13 cm de la fuente, se observa que los valores son muy similares.

La lectura del contador de neutrones fue de 0.45 mSv h^{-1} cuando el contador se colocó en contacto con la fuente. Si se compara con la tasa de equivalente de dosis obtenida con el sistema dosimétrico, 1.38 ± 0.21 mSv h^{-1} a 13 cm de la fuente, la diferencia es aproximadamente del 32 %.

Dosimetría en las vecindades del irradiador de neutrones del Laboratorio de Física Moderna de la Facultad de Ciencias de la UNAM

Dosimetría de rayos gamma

Las tasas de dosis encontradas en los diferentes lugares en donde se colocaron los dosímetros fueron:

Sin moderador (lugar 1), de $5.48 \pm 0.22 \mu\text{Gy h}^{-1}$.

Dentro del moderador (lugar 2), de $2.63 \pm 0.10 \mu\text{Gy h}^{-1}$, y fuera del moderador tomando en cuenta la atenuación de éste (tabla 4.3) es de $3.64 \pm 0.14 \mu\text{Gy h}^{-1}$.

Por lo tanto, la tasa de equivalente de dosis debida a rayos gamma en la posición de contacto con el irradiador fue de $5.48 \pm 0.22 \mu\text{Sv h}^{-1}$.

Dosimetría de neutrones

Las tasas de equivalente de dosis debida a neutrones fueron:

Neutrones térmicos, de $0.36 \pm 0.06 \mu\text{Sv h}^{-1}$.

Neutrones rápidos (4.4 MeV de energía), de $52 \pm 11 \mu\text{Sv h}^{-1}$.

La tasa total de equivalente de dosis para neutrones fue de $52 \pm 11 \mu\text{Sv h}^{-1}$. La tasa de neutrones térmicos es muy pequeña comparada con la tasa de neutrones rápidos.

Por lo tanto, la tasa de equivalente de dosis total (para rayos gamma y neutrones), fue de $58 \pm 11 \mu\text{Sv h}^{-1}$.

El máximo tiempo de estancia a contacto con el irradiador, es de 862 horas por año, lo más uniformemente distribuidas durante éste, con lo que no se rebasará el límite anual del equivalente de dosis para el POE (50 mSv año).

Los niveles de radiación obtenidos con los contadores fueron de:

Contador Geiger-Muller, tasa de exposición $0.8 \pm 0.1 \text{ mR h}^{-1}$ (a contacto con el irradiador), que produce aproximadamente $8 \mu\text{Sv h}^{-1}$, de tasa de equivalente de dosis. Este valor es aproximadamente un 50 % mayor al obtenido con el sistema dosimétrico ($5.48 \pm 0.22 \mu\text{Sv h}^{-1}$).

Contador de neutrones, la tasa de equivalente de dosis obtenida fue de $37.5 \pm 3.0 \mu\text{Sv h}^{-1}$ (a contacto con el irradiador). Los valores coinciden considerando las incertidumbres de ambas medidas.

6.4 Conclusiones

- El sistema dosimétrico formado por los dosímetros termoluminiscentes TLD-600 y GR-207 puede ser aplicado en la discriminación de campos mixtos n- γ , en los siguientes intervalos de dosis de rayos gamma y fluencia de neutrones térmicos:

DOSIS DE RAYOS GAMMA	de 0.05 a 8.00 mGy
FLUENCIA DE NEUTRONES TÉRMICOS	de 16.9×10^6 a $6.10 \times 10^8 \text{ cm}^{-2}$

- Se recomienda que el sistema dosimétrico se trabaje dentro de los límites de dosis y fluencia de neutrones térmicos para los cuales se construyeron las curvas de sensibilidad correspondientes. Sólo para casos especiales se recomienda extrapolar

- Al utilizar este sistema dosimétrico es necesario manejar dosímetros de control para poder separar la dosis por rayos gamma ambientales de la dosis de rayos gamma del campo mixto n- γ .
- Si la estructura de las curvas de brillo no es distinguible al momento de graficarla se puede cambiar la escala de corriente del equipo lector de 10^{-9} a 10^{-10} A (la lectura de la respuesta TL obtenida en estas condiciones no es considerada para los resultados). Se podrá asignar una dosis de rayos gamma o fluencia de neutrones térmicos siempre y cuando la estructura de las curvas de brillo sea como las descritas en este trabajo; en caso contrario no se les asignará dosis de rayos gamma o fluencia de neutrones térmicos, según el caso; sólo se dará una cota máxima, debido a que escapan de los límites de sensibilidad del sistema dosimétrico.
- Para poder usar las tablas de atenuación de rayos gamma, la de eficiencia en la moderación de neutrones térmicos y la de equivalente de dosis de neutrones, es necesario conocer la energía de los rayos gamma y de los neutrones que forman el campo mixto n- γ bajo estudio. Por tal motivo se recomienda calcular las energías de los rayos gamma y de los neutrones en el campo mixto n- γ .
- Los contadores (Geiger-Muller y de neutrones), se pueden utilizar para dar una primera aproximación de la dosis de rayos gamma y del equivalente de dosis a neutrones, para el campo mixto n- γ bajo estudio.
- Para futuras aplicaciones se puede usar la fuente de Am:Be del IFUNAM como una fuente de referencia, por haberse caracterizado aproximadamente.
- A pesar de las limitaciones, el sistema proporciona un método confiable de medición de la \dot{H} para un valor de ϕ en dos órdenes de magnitud.
- Se puede mejorar la precisión en la obtención \dot{H} si se logra obtener la eficiencia del moderador esférico en forma experimental.
- Se tiene que actualizar la tabla de conversión de fluencia de neutrones a equivalente de dosis.
- Se debe aplicar este sistema cada vez que se realice una nueva reacción en los aceleradores.
- Para futuros estudios se puede extender el protocolo del sistema dosimétrico, a la escala de 10^{-10} A de corriente, en el equipo lector.
- Se proveyó al IFUNAM de un sistema dosimétrico que permite medir y discriminar dosis de rayos gamma y equivalente de dosis de neutrones térmicos, de un campo mixto n- γ .
- Con este trabajo se pone de relieve que es imprescindible contar en México con un campo mixto perfectamente caracterizado para poder calibrar detectores de neutrones.

Referencias

- [1] Attix F.H. (1986). Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry. John Wiley and Sons.
- [2] Turner J. E. (1995). Atoms, Radiation, and Radiation Protection. Second Edition, John Wiley and Sons, Inc.
- [3] Profio A. E. (1979). Radiation Shielding and Dosimetry. John Wiley and Sons, Inc.
- [4] Shapiro J. (1990). Radiation Protection Dosimetry, A Guide for Scientists and Physicians. Harvard.
- [5] Zárate A. (1994). Medición de la Radiación Ambiental en el D. F. Utilizando Dosímetros Termoluminiscentes. Tesis Profesional, FC-UNAM.
- [6] Furuta Y. and Tanaka S. (1972). Response of ${}^6\text{LiF}$ And ${}^7\text{LiF}$ Thermoluminescence Dosimeters to Fast Neutrons. Nuclear Instruments and Methods 104, pp. 365-374.
- [7] García M. C. y Brandan M. E. (1993). Determinación de las Componentes Gamma y Neutron de una Fuente Am-Be Utilizando Dosímetros TLD. Reporte Interno del Instituto de Física UNAM.
- [8] Mc Keever S. W. S. (1985). Thermoluminescence of Solids. Cambridge University Press.
- [9] Mahesh K., Weng P. S. and Furetta C. (1989). Thermoluminescence in Solids and Its Applications. Nuclear Technology Publishing.
- [10] Schwarz S., Atromberg L. G. and Bergstrom A. (1965). A Relative Measurement of the $\text{Li}^6 (n,\alpha) \text{H}^3$ Reaction Cross Section in the Range $1 < E_n < 600$ keV. Nuclear Physics 63, pp. 593-609.
- [11] Horowitz Y. S. and Freeman S. (1978). Response of ${}^6\text{LiF}$ and ${}^7\text{LiF}$ Thermoluminescent Dosimeters to Neutrons Incorporating the Themoluminescent-Linear Energy Transfer Dependency. Nuclear Instruments and Methods 157, pp. 393-396.
- [12] Hahn T., Fellingner J., Henniger J., Hubner K. and Schmidt P. (1992). Neutron Response of LiF TL Detectors. Radiation Protection Dosimetry, Vol. 44 No. 1/4 pp 297-300.
- [13] Horowitz Y. S. (1984). Thermoluminescence and Thermoluminescent Dosimetry, Volumen II. Crp Press, Inc.

- [14] Tanaka S. and Furuta Y. (1977). Revised Energy Responses of ^6LiF and ^7LiF Thermoluminescence Dosimeters. *Nuclear Instruments and Methods* 140, pp. 395-396.
- [15] Tanaka S. and Furuta Y. (1976). Usage of a Thermoluminescence Dosimeter as a Thermal Neutron Detector with High Sensitivity. *Nuclear Instruments and Methods* 133, pp. 495-499.
- [16] Horowitz Y. S., Freeman S. and Dubi A. (1979). Limitations of the Paired LiF TLD-600, 700 Technique for the Estimation of Gamma Ray Dose in Mixed n- γ Radiation Fields: The Effect of Thermal Neutrons. *Nuclear Instruments and Methods* 160, pp. 317-320.
- [17] Tanaka S. and Furuta Y. (1974). Estimation of Gamma-Ray Exposure in Mixed Gamma-Neutron Fields by ^6LiF And ^7LiF Thermoluminescence Dosimeters in Pair Use. *Nuclear Instruments and Methods* 117, pp. 93-97.
- [18] Wang S. S., Cai G. G., Zhou K. Q. and Zhou R. X. (1990). Thermoluminescent Response of ^6LiF (Mg,Cu,P) and ^7LiF (Mg,Cu,P) TL Chips in Neutron and Gamma Ray Mixed Radiation Fields. *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 33 No. 1/4 pp. 247-250.
- [19] Cai G. G., Wang S. S., Wu F., Zha Z. Y., Zhou K. Q. and Li L. P. (1991). Thermal Neutron and Gamma Responses of $^6\text{LiF:Mg,Cu,P}$ and $^7\text{LiF:Mg,Cu,P}$ TL Films. *Radiation Protection Dosimetry*, Vol.35 No. 1 pp. 51-53.
- [20] Pradhan A. S. and Bhatt R. C.(1989). Thermoluminescence Response of LiF:Mg,Cu,P And LiF TLD-100 to Thermal Neutrons, ^{241}Am Alphas and Gamma Ray. *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 27 No. 3 pp. 185-188.
- [21] Health Physics and Radiological Health Handbook (1984). Nucleon Lectern Associates.
- [22] Richard L. B., Ronald I. E. and Bonner T. W. (1960). A New Type of Neutron Spectrometer. *Nuclear Instruments and Methods* 9, pp. 1-12.
- [23] Hankins D. E. (1968). The Multisphere Neutron-Monitoring Technique. Los Alamos Scientific Laboratory of The University of California, Los Alamos New México, Reporte Interno.
- [24] Buenfil A. E.(1993). Reporte de Calibración de las Fuentes de ^{60}Co y ^{90}Sr . Reporte Interno del Instituto de Física de la UNAM.
- [25] Medina L. A. (1997). Estudio del Transporte de Radiación Ionizante y Emisión de Luz en LiF:Mg,Ti (TLD-100). Tesis Profesional. FC-UNAM

[26] Kluge H. and Weise K. (1982). The Neutron Energy Spectrum of a $^{241}\text{Am-Be}$ (α,n) Source and Resulting Mean Fluence to Dose Equivalent Conversion Factors. *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 2 No. 2 pp. 85-93.

[27] Geiger K. W. and Van Der Zwan L. (1975). Radioactive Neutron Source Spectra from $^9\text{Be}(\alpha,n)$ Cross Section Data. *Nuclear Instruments and Methods* 131, pp. 315-321.