



**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA
DE MÉXICO**

FACULTAD DE CIENCIAS

**Medición de Dosis de Radiación Natural a Distintas
Altitudes mediante Termoluminiscencia**

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:

FÍSICA

P R E S E N T A:

ENRIQUE ULISES GUZMÁN SÁNCHEZ



DIRECTOR DE TESIS:

DOCTORA OLGA LETICIA ÁVILA AGUIRRE

2013



Universidad Nacional
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

Biblioteca Central



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

1. Datos del alumno
Apellido paterno
Apellido materno
Nombre(s)
Teléfono
Universidad Nacional Autónoma de México
Facultad de Ciencias
Carrera
Número de cuenta

1. Datos del alumno
Guzmán
Sánchez
Enrique Ulises
52 71 38 62
Universidad Nacional Autónoma de México
Facultad de Ciencias
Física
3-0002410-6

2. Datos del tutor
Grado
Nombre(s)
Apellido paterno
Apellido materno

2. Datos del tutor
Doctora
Olga Leticia
Ávila
Aguirre

3. Datos del sinodal 1
Grado
Nombre(s)
Apellido paterno
Apellido materno

3. Datos del sinodal 1
Maestra en Ciencias
Patricia Raquel
Avilés
Mandujano

4. Datos del sinodal 2
Grado
Nombre(s)
Apellido paterno
Apellido materno

4. Datos del sinodal 2
Doctor
José Rubén
Alfaro
Molina

5. Datos del sinodal 3
Grado
Nombre(s)
Apellido paterno
Apellido materno

5. Datos del sinodal 3
Doctor
Pedro Ramón
González
Martínez

6. Datos del sinodal 4
Grado
Nombre(s)
Apellido paterno
Apellido materno

6. Datos del sinodal 4
Doctor
Ernesto José María de la Salette
Belmont
Moreno

7. Datos del trabajo escrito.
Título

7. Datos del trabajo escrito
Medición de Dosis de Radiación Natural a Distintas Altitudes
Mediante Termoluminiscencia

Número de páginas
Año

69 p
2013

Agradecimientos

Agradezco por todo lo aprendido, por toda su ayuda y todo el apoyo en el tiempo que duro mi trabajo de Tesis a mi asesora, la Doctora Olga Leticia Ávila Aguirre. Así como también a mis sinodales: la Maestra en Ciencias Patricia Raquel Avilés Mandujano, el Doctor José Rubén Alfaro Molina, el Doctor Pedro Ramón González Martínez y el Doctor Ernesto José María de la Salette Belmont Moreno por su tiempo; ya sea para la revisión y comentarios dedicados a este trabajo.

También agradezco el apoyo del personal del Departamento de Metrología del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) en la realización de las medidas de calibración de los dosímetros utilizados; y a la Doctora María Esther Martínez Pardo por su apoyo en las medidas del sitio ubicado en Veracruz.

Agradezco al ININ por aceptarme como becario y brindarme apoyo financiero así como por permitirme desarrollar este trabajo dentro de sus instalaciones. Se agradece al proyecto Conacyt 131371 (2010-2012) que se desarrolla en el ININ. De igual manera doy las gracias al grupo del proyecto HAWC (High Altitude Water Cherenkov) y al Instituto de Física por permitirme realizar parte de este estudio en su zona de trabajo ubicada en Sierra Negra, Puebla.

Agradezco a la Universidad Nacional Autónoma de México por permitirme ser parte de ella y a la Facultad de Ciencias por formar parte importante de mi formación personal y académica. También; y no menos importante, a mis padres por estar conmigo en los buenos y en los malos momentos de toda mi vida, por su apoyo, amor y comprensión; a mi hermana y a mi hermano por ser ejemplos de vida. Y a la vida misma por darme la oportunidad de estar aquí con mi familia, con salud y con muchas ganas de seguir adelante. A toda mi familia que ha sido de gran apoyo, estando a mi lado en todo momento y también para aquellos que aunque ya no están supieron que fueron parte importante para lograr esta meta, en especial a mi primo Michel que se nos adelantó poco antes terminar este trabajo.

A grandes maestros que tuve en la vida como la Maestra Susana Reyes Ortiz, el difunto Doctor Darío Moreno Osorio, el Doctor Javier Fernández García, el Doctor José Ernesto Marquina Fábrega y a todos los profesores con los que conviví en mi vida, que con su tiempo y su esfuerzo me enseñaron algo importante cada día.

Agradezco de corazón a mi amigos que siempre están conmigo y se convirtieron en parte de mi familia; René, Misael, Karla, Cristian, Julio, Delia, Adriana, Itzel, Andrómeda, Mónica, Arturo, Iván, Fernando, Néstor, Guillermo, Kiyoshi, Cecilia, David, Nohemí, Carlos, Rodrigo, Felipe, Gerardo y Lalo.

ÍNDICE

Agradecimientos

INTRODUCCIÓN 1

CAPITULO 1 ASPECTOS TEÓRICOS

1.1 Física de radiaciones 2

1.2 Interacción de radiación X y γ con la materia

1.2.1 Efecto fotoeléctrico 4

1.2.2 Efecto Compton 5

1.2.3 Producción de pares 6

1.3 Interacción de partículas cargadas con la materia

1.3.1 Interacción de partículas cargadas pesadas (PCP) (protones e iones pesados) con la materia 8

1.3.2 Interacción de electrones con la materia 9

1.3.3 Poder de frenado másico 9

1.3.4 Alcance 10

1.4 Dosimetría 10

1.4.1 Exposición 10

1.4.2 Dosis absorbida 11

1.4.3 Kerma 12

1.4.4 Dosis equivalente 13

1.5 Equilibrio electrónico 14

1.5.1 Equilibrio de partícula cargada 15

1.6 Coeficientes de atenuación	
1.6.1 Coeficiente de atenuación másico	16
1.6.2 Coeficiente másico de transferencia de energía	17
1.7 Radiación en el ambiente	17
1.7.1 Radiactividad en la tierra	18
1.7.2 Radiación cósmica	19
1.8 Sitios de interés de medición de radiación ambiental para este trabajo	21
1.9 Termoluminiscencia	22
1.10 Termoluminiscencia del dosímetro LiF: Mg, Ti (TLD-100)	27
1.11 Desvanecimiento	28
CAPÍTULO 2 METODOLOGÍA	
2.1 Protocolo experimental de uso de dosímetros TLD-100	29
2.2 Medidas de Homogeneidad del lote de dosímetros	30
2.3 Factor de corrección por reproducibilidad	31
2.4 Calibración	33
2.5 Preparación de contenedores de dosímetros y su colocación en los sitios de interés	34
2.6 Lecturas de la respuesta TL de dosímetros TLD-100	37
2.7 Análisis de la Curva de Brillo de dosímetros TLD-100	38
CAPÍTULO 3 RESULTADOS Y DISCUSIÓN	
3.1 Calibración de los dosímetros TLD-100	40
3.2 Lecturas TL y análisis de deconvolución	41
3.3 Corrección por días de exposición	44
3.4 Corrección por desvanecimiento	45

3.5 Discusión	49
CAPÍTULO 4 CONCLUSIONES	52
APÉNDICE A	53
REFERENCIAS	59

INTRODUCCIÓN

En este trabajo se investiga la dosis de radiación ambiental natural a distintas altitudes mediante dosimetría termoluminiscente.

El ser humano está expuesto a la radiación ionizante desde siempre. La radiación ambiental natural proviene principalmente de dos fuentes: la radiación cósmica y las fuentes terrestres. El promedio mundial reportado por El Comité Científico de Naciones Unidas sobre los Efectos de la Radiación Atómica, también conocido por sus siglas en inglés UNSCEAR, de la dosis de radiación natural que recibe un ser humano es de 2.4 mSv por año [1]. Esta exposición se debe principalmente a radiación cósmica y radionúclidos naturales presentes en el ambiente (incluyendo algunos presentes en el cuerpo humano).

La tierra y todos los seres vivos en ella reciben constantemente radiación del espacio exterior. Esta radiación cósmica consiste principalmente de protones, rayos-X, muones, piones, electrones y neutrones; así, la dosis debido a dicha radiación se debe principalmente a muones, electrones y neutrones y varía en distintas partes del mundo debido al campo geomagnético y a la altitud. Esta radiación es mucho más intensa en la troposfera, alrededor de una altitud de 10 km lo cual es importante para la tripulación aérea y pasajeros frecuentes que pasan muchas horas en ese ambiente.

En el ambiente terrestre se encuentran radionúclidos presentes de manera natural en el suelo, rocas, agua, aire y vegetación. Los radionúclidos relevantes son elementos comunes que incluyen isótopos radioactivos de abundancia baja como el potasio y el carbón así como elementos de vida media larga como el mismo potasio, el uranio y el torio y sus productos de decaimiento desde la formación de la tierra. Los isótopos predominantes son el ^{40}K , ^{238}U y ^{232}Th ; así como los productos de sus decaimientos, entre ellos ^{226}Ra y ^{222}Rn .

En este trabajo se investigan las diferencias en la dosis natural ambiental en 5 sitios que corresponden a distintas altitudes en México, mediante el uso de la dosimetría termoluminiscente con el propósito de conocer la diferencia en exposición a la radiación que recibirían personas viviendo o trabajando a estas distintas altitudes. Los sitios estudiados son: Veracruz, a nivel del mar, Ciudad de México, dos sitios, a una altitud de 2240 msnm (metros sobre nivel del mar), el Centro Nuclear, en La Marquesa, Edo. De México, a 3000 msnm y el Volcán Sierra Negra, Edo. De Puebla, a 4100 msnm.

CAPÍTULO 1

ASPECTOS TEÓRICOS

1.1 Física de radiaciones

La física de radiaciones es la ciencia que estudia la radiación ionizante y su interacción con la materia, con interés especial en la energía absorbida. La radiación ionizante se define como el transporte de energía en un medio y se caracteriza por su habilidad de excitar o ionizar átomos en la materia al interactuar con ella.

Los tipos de radiaciones ionizantes más importantes son [2]:

- Rayos γ : radiación electromagnética emitida por elementos radiactivos o como consecuencia de la aniquilación de la materia y antimateria (positrón-electrón).
- Rayos X: radiación electromagnética irradiada por partículas cargadas (generalmente electrones) resultante de la aceleración de partículas cargadas, llamada radiación X de frenado, efecto Bremsstrahlung. También pueden ser rayos X característicos emitidos cuando se rellenan las vacancias en el átomo.

En la figura 1.1 se muestra la emisión de rayos x.

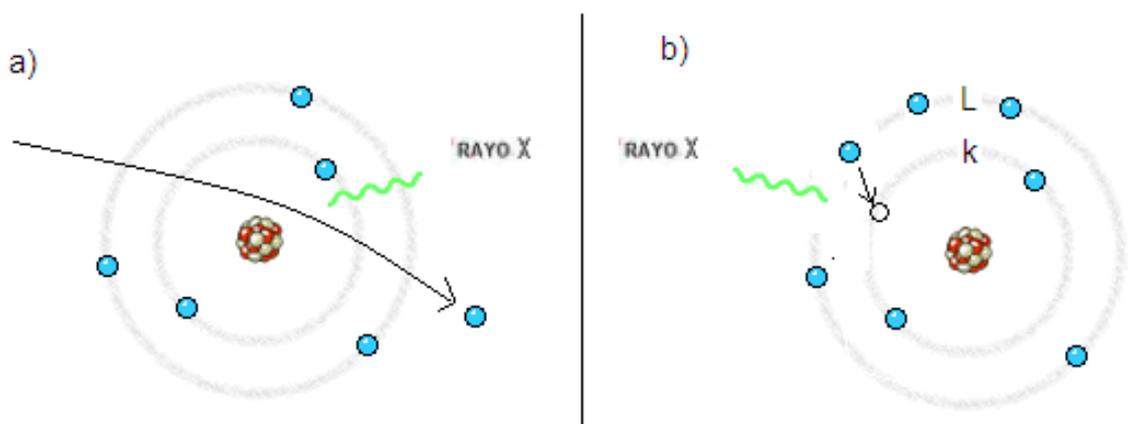


Figura 1.1 Emisión de rayos x, a) Radiación de frenado y b) Radiación característica.

- Emisión β : Pueden ser electrones (β^-) y positrones (β^+) emitidos por elementos radiactivos.
- Partículas cargadas pesadas: partículas α , también llamados núcleos de helio (2 protones y 2 neutrones), que son emitidas por elementos radiactivos, partículas obtenidas de ciclotrones y aceleradores lineales; entre ellas protones, así como núcleos de átomos más pesados.
- Partículas neutras, como los neutrones con una masa menor a $6 \times 10^{-5} \text{ MeV}/c^2$ con una vida media estable y los piones neutros π^0 con una masa de $134.9 \text{ MeV}/c^2$ con una vida media de 0.84×10^{-16} segundos.
- También existen partículas con carga tales como los piones con carga π^\pm que tiene una masa de $139.6 \text{ MeV}/c^2$ y una vida media de 2.6×10^{-8} segundos; y los muones μ^\pm que tiene una masa de $105.7 \text{ MeV}/c^2$ y una vida media de 2.2×10^{-6} segundos [3].

En la figura 1.2 se muestra de manera esquemática la emisión de radiaciones por núcleos radiactivos:

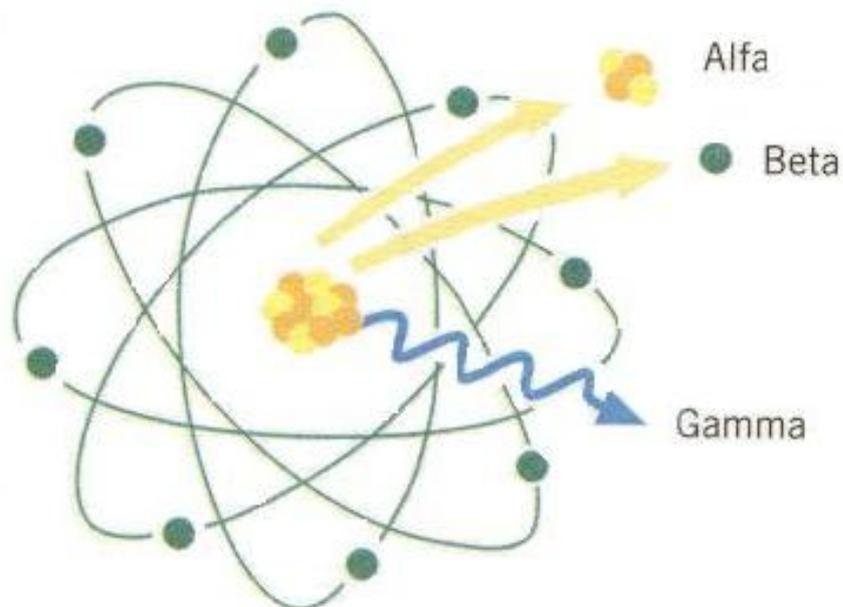


Figura 1.2 Emisión de partículas α , β y γ por un átomo radiactivo.

Dependiendo de la manera en que la radiación interactúa con la materia, se tiene:

1. Radiación directamente ionizante: estas son partículas cargadas que ceden su energía directamente a la materia a través de muchas interacciones coulombianas a lo largo de su trayectoria.
2. Radiación indirectamente ionizante: fotones (rayos γ y rayos x) y neutrones, es decir, partículas sin carga que primero transfieren su energía a partículas cargadas en la materia a través de la cual pasan sufriendo pocas interacciones. Las partículas cargadas resultantes ceden su energía a la materia [2].

1.2 Interacción de radiación X y γ con la materia

1.2.1 Efecto fotoeléctrico



Figura 1.3 Esquema del efecto fotoeléctrico.

En este proceso la energía de un fotón que interactúa con un medio se entrega a un electrón orbital de las capas internas de un átomo del material, es decir, uno de aquellos que están fuertemente ligados (las capas K o L) al núcleo. Parte de su energía es empleada para la ionización y el resto se transfiere al electrón expulsado en forma de energía cinética [2].

La figura 1.3 muestra un fotón de energía $h\nu$, incidente desde la izquierda, golpeando a un electrón ligado a un átomo con energía de amarre E_b . El fotón $h\nu$ se absorbe completamente y se expulsa un electrón, también llamado fotoelectrón de energía T un ángulo θ y el átomo se dispersa en la dirección φ necesaria para que haya conservación del momento adquiriendo una energía cinética T_a . La ecuación 1.1 describe las energías involucradas.

$$T = h\nu - E_b - T_a \quad (1.1)$$

donde $h\nu$ es la energía del fotón incidente, E_b es la energía de amarre del electrón al átomo, y T_a es la energía de retroceso del átomo, la cuál es muy cercana a cero, entonces

$$T = h\nu - E_b \quad (1.2)$$

La probabilidad de interacción por unidad de espesor másico del medio es proporcional a $\frac{1}{h\nu^3}$ y a Z^3 .

1.2.2 Efecto Compton

En el efecto Compton, un fotón de energía $h\nu$ interacciona con un electrón poco ligado que se puede considerar libre (capas electrónicas más externas); después de la interacción, el electrón sale expulsado con parte de la energía del fotón incidente y otro fotón, llamado fotón dispersado, es emitido con el resto de la energía $h\nu'$ [2].

Algunas ecuaciones que se derivan del efecto Compton son las siguientes:

$$h\nu' = \frac{h\nu}{1 + \left(\frac{h\nu}{m_0c^2}\right)(1 - \cos\varphi)} \quad (1.3)$$

$$T = h\nu - h\nu' \quad (1.4)$$

$$\cos\theta = \left(1 + \frac{h\nu}{m_0c^2}\right) \tan\left(\frac{\varphi}{2}\right) \quad (1.5)$$

Donde m_0c^2 es la energía del electrón en reposo, θ es el ángulo con el que sale el electrón dispersado respecto de la dirección del fotón incidente, ϕ es el ángulo del fotón dispersado y T es la energía cedida al electrón.

La ocurrencia del efecto Compton es menos dependiente de la energía de la radiación que la del efecto fotoeléctrico, la probabilidad de la interacción disminuye a energías altas y es casi independiente del número atómico del material. La figura 1.4 muestra un esquema de este proceso.



Figura 1.4 Esquema del efecto Compton.

1.2.3 Producción de pares

Este tercer proceso de absorción de la radiación electromagnética por la materia, aparece cuando la energía de los fotones incidentes alcanza al doble de la energía en reposo de los electrones. Consiste en la creación de un par electrón-positrón a partir de un fotón que desaparece en la interacción. Este proceso debe tener lugar en el campo eléctrico existente en la vecindad de un núcleo, al que se le entrega cierta energía de retroceso y cierta cantidad de movimiento de forma tal que se cumplan los principios de la conservación de la energía, figura 1.5.

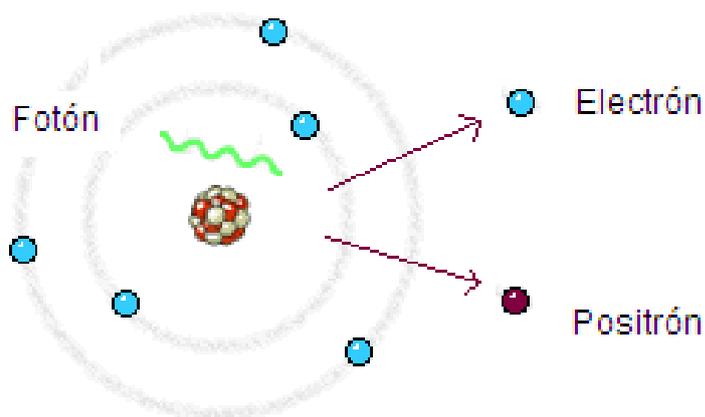


Figura 1.5 Esquema de producción de pares.

La suma de las cargas del electrón y el positrón es cero, como la carga del fotón; el momento se conserva gracias al núcleo que lleva suficiente momento del fotón como para que el proceso ocurra, pero, debido a la masa relativamente grande, únicamente se lleva una fracción despreciable de la energía del fotón.

La energía en reposo de un electrón o de un positrón es 0.511 MeV y por lo tanto, la producción de pares requiere una energía del fotón de por lo menos 1.02 MeV. Cualquier energía adicional se transforma en energía cinética del electrón y el positrón [4].

Para que ocurra cada uno de los procesos descritos en las secciones 1.2.1, 1.2.2 y 1.2.3, se deben considerar 2 variables, la energía del fotón que incide y el número atómico Z del material irradiado, de esta manera se tienen regiones donde predomina cada uno de estos efectos, como se muestra en la figura 1.6.

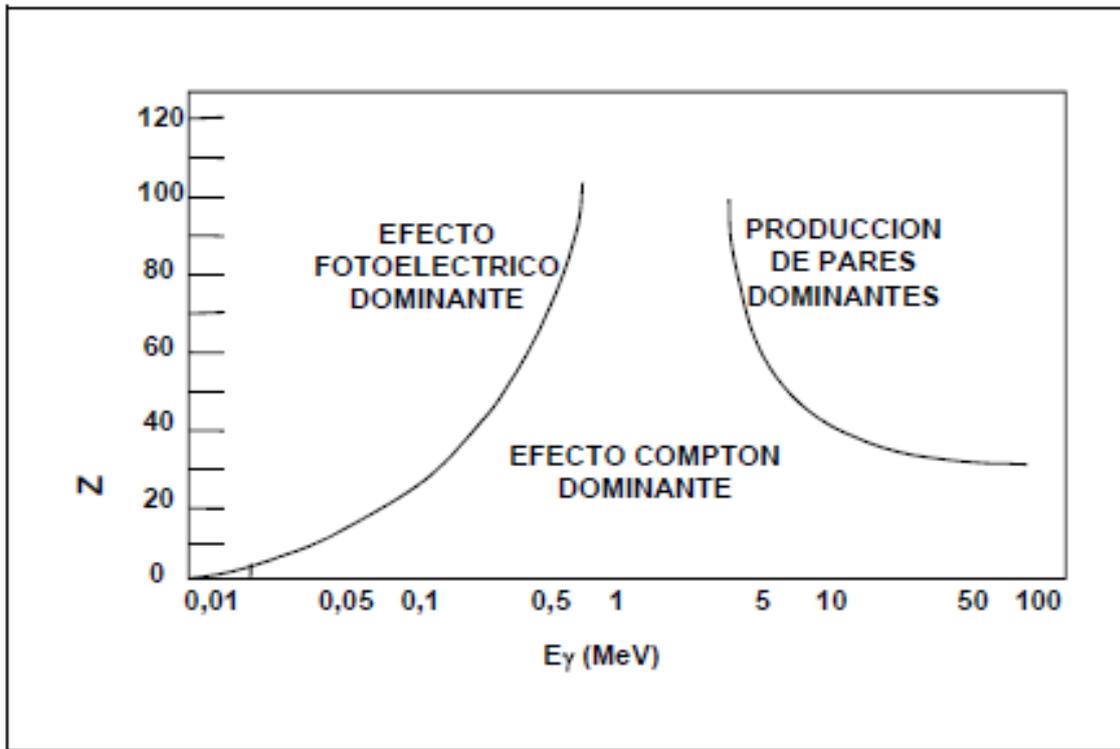


Figura 1.6 Importancia de los 3 mecanismos principales de la interacción de la radiación gamma y X con la materia, y la zona predominante de cada uno de ellos.

1.3 Interacción de partículas cargadas con la materia

1.3.1 Interacción de partículas cargadas pesadas (PCP) (protones e iones pesados) con la materia [5].

Cuando una partícula cargada pesada atraviesa un medio, esta pierde parte de su energía a lo largo de su trayectoria, mediante distintos tipos de interacción con los átomos del medio:

i.- Ionización y excitación: en este proceso las PCP transfieren la energía a los electrones atómicos mediante colisiones inelásticas, de esta manera algunos de los átomos pasan a estados ionizados o excitados. Este es el mecanismo principal de la pérdida de energía de los PCP a altas velocidades y se le llama pérdida de energía electrónica.

ii.- Colisiones Nucleares: las PCP transfieren su energía mediante colisiones elásticas a los núcleos del medio o también llamados núcleo blanco, este mecanismo es de suma importancia para bajas energías de las PCP y se le llama pérdida de energía nuclear.

iii.- Generación de fotones: Las PCP a velocidades relativistas, emiten fotones al desacelerarse en el medio (rayos X o Bremsstrahlung).

iv.- En ciertas ocasiones, si la energía supera el valor de la barrera coulombiana entre las PCP y el núcleo blanco, entonces se pueden presentar reacciones nucleares.

1.3.2 Interacción de electrones con la materia

La manera de interactuar de los electrones con la materia, a diferencia de las PCP, se caracteriza por su masa muy pequeña, su carga constante y al hecho de ser indistinguibles de los electrones del medio; pero también tienen la capacidad de ionizar o excitar a los átomos del medio [5].

Las interacciones de los electrones con la materia son:

i.- Interacción elástica: esta se refiere a la interacción de un electrón con un núcleo del medio; como el electrón tiene una masa muy pequeña con respecto a la del núcleo, la pérdida de energía es despreciable aunque sufre un cambio de dirección.

ii.- Interacciones inelásticas: esta se da en la interacción entre electrón-electrón, este proceso produce excitación e ionización a los átomos del medio. Las interacciones de este tipo son las mayormente responsables de la pérdida de energía de los electrones y su cambio de trayectoria.

iii.- Generación de fotones: para electrones de alta energía la pérdida de energía por la aceleración de los electrones o el cambio de dirección (rayos x o Bremsstrahlung) son más importantes que en el caso de los iones pesados. (Para este trabajo y sus características solo son importantes los 2 primeros mecanismos tanto para partículas cargadas pesadas como para electrones).

1.3.3 Poder másico de frenado.

Es la tasa de cambio de la energía cedida por unidad de longitud por una partícula dependiendo de su tipo y su energía cinética T ; en un medio con un cierto número atómico Z y densidad ρ , a esta se le denomina poder másico de frenado [6].

$$S(T) = \frac{dT}{\rho dx} \quad (1.6)$$

así las unidades correspondientes son MeV cm² / gr.

1.3.4 Alcance

El alcance R de una partícula se define como la distancia que viaja, hasta llegar al reposo y depende del tipo y la energía de la misma.

El alcance de dicha partícula con una cierta energía se obtiene en términos del poder de frenado másico [7]:

$$R = \int_{E_0}^0 - \frac{dT}{\left(\frac{dT}{\rho dx}\right)} \quad (1.7)$$

Donde E_0 es la energía inicial de la partícula. Si dT/dx está en MeVcm²g⁻¹ y dE en MeV, entonces R tiene unidades de g cm⁻².

1.4 Dosimetría

La determinación de la energía depositada en la materia por dichas radiaciones se le llama dosimetría y por lo tanto es necesario entender ciertos conceptos [2].

1.4.1 Exposición

Se define como la suma de las cargas eléctricas (ΔQ) de todos los iones de un mismo signo producidos en aire cuando todos los electrones liberados por la radiación incidente en una masa (Δm) de aire y son completamente detenidos en aire.

Así:

$$X = \frac{\Delta Q}{\Delta m} \quad (1.8)$$

O de manera diferencial:

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (1.9)$$

Su unidad es el C/kg; antes se utilizaba el Roentgen, $1R=2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$.

1.4.2 Dosis absorbida

La dosis absorbida “D” es la energía impartida o depositada en el medio por unidad de masa en el medio.

Así tenemos que:

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm} \quad (1.10)$$

Donde ε es la energía impartida en un volumen V y masa m ; donde ε se define como: $\varepsilon = (R_{ent})_c - (R_{sal})_c + (R_{ent})_{no\ c} - (R_{sal})_{no\ c} + \Sigma Q$

donde R es la energía radiante, energía de partículas emitida, transferida o recibida; ΣQ energía neta derivada de cambios entre masa y energía (si la masa se transforma en energía ΣQ es positiva y si la energía se transforma en masa, ΣQ es negativa); $(R_{ent})_c$ es la energía radiante entrante a el volumen V de partículas cargadas, $(R_{sal})_c$ es la energía radiante saliente de el volumen V de partículas cargadas; de la misma manera para $+(R_{ent})_{no\ c}$ y $(R_{sal})_{no\ c}$ solo que para partículas no cargadas y para el mismo volumen V , la figura 1.7 ilustra el concepto de energía impartida [2].

Entonces:

La unidad de dosis es el Grey (Gy), $1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/Kg}$

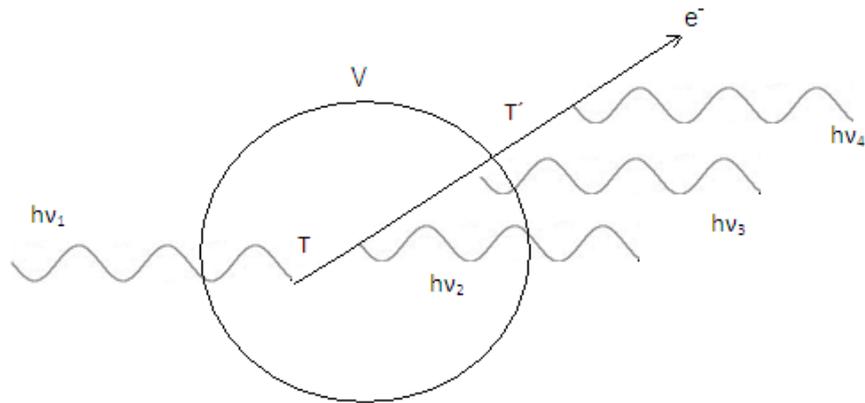


Figura 1.7 En esta figura se muestra de manera esquemática el concepto de energía impartida para el caso de una interacción Compton, seguida de dos emisiones de radiación de frenado. Para este ejemplo $\epsilon = h(\nu_1 - \nu_2 - \nu_3) - T'$.

1.4.3 Kerma

El kerma “ K ” se define como la cantidad de energía transferida ϵ_{tr} a un cierto volumen V en un cierto diferencial dm :

$$K = \frac{d\epsilon_{tr}}{dm} \tag{1.11}$$

Donde $\epsilon_{tr} = (R_{ent})_{no\ c} - (R_{sal})_{no\ c\ y\ no\ r} + \Sigma Q$

Donde $(R_{ent})_{no\ c}$ es la energía radiante entrante de partículas no cargadas, ΣQ energía neta derivada de cambios entre energía y masa, y $(R_{sal})_{no\ c\ y\ no\ r}$ es la energía radiante de partículas no cargadas y no radiativas.

Las pérdidas radiativas representan una de las maneras en que el electrón pierde su energía cinética, como también por colisiones; se consideran 2 tipos: por frenado (producción de rayos x) o por aniquilación en vuelo de positrón y electrón (solo se considera perdida radiativa la energía cinética que portaba el positrón). Ver Figura 1.8.

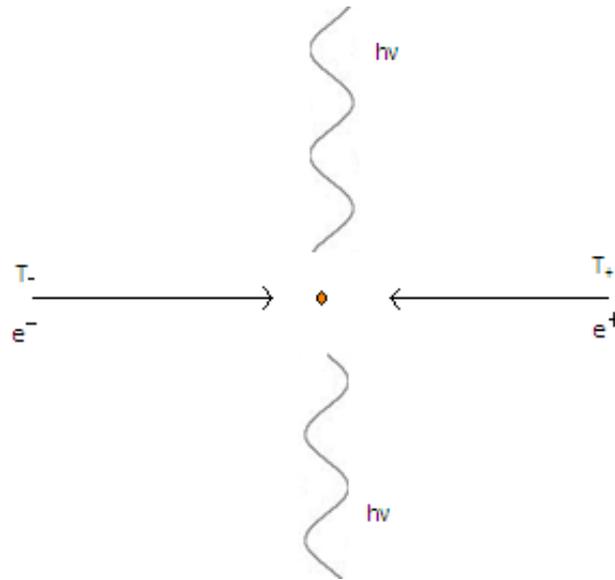


Figura 1.8 Esquema gráfico de la aniquilación en vuelo.

1.4.4 Dosis equivalente

La dosis equivalente " H " se define como el promedio de la dosis absorbida promedio " D " multiplicado por el factor de calidad o de ponderación " W ", el cual depende del tipo de radiación ionizante.

Entonces

$$H = D \times W \quad (1.12)$$

Las unidades de la dosis equivalente son los Sievert " Sv " así $1Sv=1 Gy \cdot W$. La tabla 1.1 muestra los factores de calidad para distintos tipos de radiación.

Tabla 1.1 Factores de calidad para distintos tipos de radiación [8].

Radiación	W
Rayos X y γ , electrones, positrones y muones (todas las energías)	1
Neutrones, energía < 10 keV	5
10 keV a 100 keV	10
> 100 keV a 2 MeV	20
> 2 MeV a 20 MeV	10
> 20 MeV	5
Protones, salvo los de retroceso, de energía > 2MeV	5
Partículas alfa, fragmentos de fisión, núcleos pesados	20

1. 5 Equilibrio electrónico

Consideramos una fuente de radiación que se encuentra distribuida uniformemente en el volumen V , figura 1.9. Un volumen pequeño v contenido en V alrededor de un punto P de interés. Donde V es tan grande como sea necesario, más grande que el máximo de la distancia de penetración d de todos los rayos emitidos (excluyendo neutrinos) y sus partículas secundarias, con una distancia de frontera s entre V y v [2]. Las partículas secundarias son partículas generadas en el medio en un proceso de ionización debido a la radiación incidente, a la que se le llama radiación primaria.

Si existen las siguientes cuatro condiciones en V , entonces se tiene equilibrio de electrónico en el volumen v .

- a) La composición del medio es homogénea.
- b) La densidad del medio es homogénea
- c) La fuente de radiación está distribuida uniformemente
- d) No hay campos eléctricos o magnéticos externos que perturben las trayectorias de las partículas cargadas.

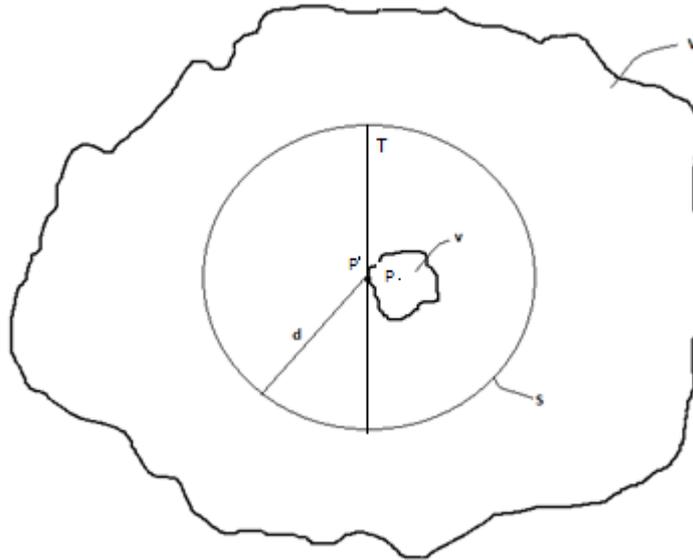


Figura 1.9 Equilibrio de electrónico. Sea una fuente de radiación que se encuentra distribuida uniformemente en un medio homogéneo de volumen V , consideramos T un plano tangente a v en un punto P' . Sea S la esfera de radio d con centro en P' . En términos de valores esperados, por cada partícula de cierto tipo y energía que cruza el plano T (en P') penetrando el volumen v , hay otra partícula idéntica que lo hace abandonando el volumen. A esto se le considera equilibrio electrónico con respecto a v [2].

1.5.1 Equilibrio de partícula cargada

Se presenta u obtiene el equilibrio de partícula cargada, cuando partículas cargadas de un tipo y de una energía determinada que entran a un volumen V , son compensadas (el mismo número en términos de valores esperados) por partículas cargadas del mismo tipo y la misma energía, que salen de el volumen V [2]. Como se muestra en la figura 1.10.

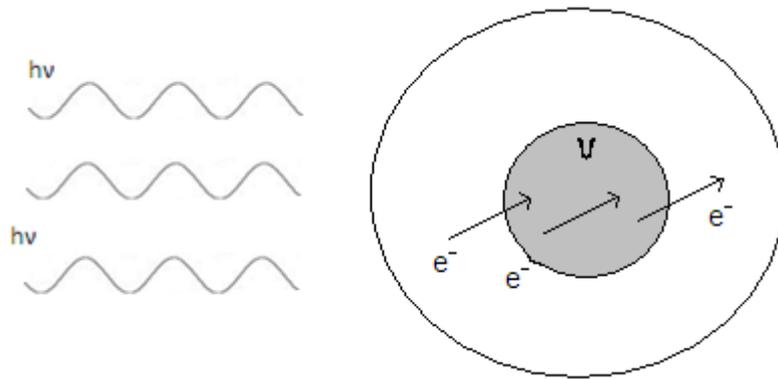


Figura 1.10 Esquema del concepto de equilibrio de partícula cargada.

La existencia de equilibrio de electrónico es suficiente condición para que exista equilibrio de partícula cargada.

Para lograr el equilibrio de partícula cargada al irradiar un dosímetro TL es necesario cubrirlo de un material cuyo espesor depende de la energía de la irradiación y de las propiedades del material mismo de tal modo que el alcance de los electrones secundarios generados, sea menor o igual a dicho espesor. Dicho material que recubre el dosímetro se coloca entre el haz de radiación y el dosímetro, de esta manera se compensan los electrones secundarios que entran al dosímetro con los que salen.

1.6 Coeficientes de atenuación.

1.6.1 Coeficiente másico de atenuación.

Como ya vimos al pasar los fotones por un medio, estos interactúan con la materia, sin importar cuál de las 3 principales maneras de interactuar, los fotones transmiten su energía o dicho de otra manera se atenúan; una fracción de dichas partículas sin carga (dN) al atravesar un medio con una cierta densidad ρ , una cierta distancia dl ; la fracción μ/ρ la denominamos coeficiente másico de atenuación.

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{dN}{N\rho dl} \quad (1.13)$$

1.6.2 Coeficiente másico de transferencia de energía

Es la fracción de energía transmitida por los fotones incidentes como energía cinética inicial a partículas cargadas, al atravesar un cierto material de densidad ρ , una distancia dl , por los distintos tipos de interacción de la radiación con la materia.

$$\frac{\mu_{tr}}{\rho} = \frac{dE}{EN\rho dl} \quad (1.14)$$

1.7 Radiación en el ambiente

Todas las personas y seres vivos de este planeta hemos sido expuestos a la radiación ionizante, desde el momento que se es concebido hasta la muerte. A esta radiación se le llama radiación natural de fondo y sus fuentes principales son:

- Sustancias radiactivas en la corteza de la tierra
- Emanación de gas radiactivo de la tierra
- Rayos cósmicos del espacio exterior que bombardean la tierra
- Ciertas cantidades de radiactividad interna en el cuerpo humano

La tabla 1.2 proporciona datos promedio de la exposición debida a radiación natural en el mundo [1,9] y en los Estados Unidos de Norteamérica [10].

Tabla 1.2 Contribuciones a la radiación natural ambiental (mSv).

		UNSCEAR ^{[1][9]}		Princeton ^[10]	
Tipo	Fuente	Promedio mundial	Intervalo típico	Estados Unidos de América	Comentario
Natural	Aire	1.26	0.2-10.0 (a)	2.29	Principalmente de radón. ^(a) Dependiente de la cantidad de gas radón acumulado. La dosis puede ser muy alta en algunas residencias.
	Interna	0.29	0.2-1.0 (b)	0.16	Principalmente de comida (⁴⁰ K, ¹⁴ C, etc.). ^(b) Depende de la dieta.
	Terrestre	0.48	0.3-1.0 (c)	0.19	^(c) Depende del material de las construcciones y el tipo de suelo.
	Cósmica	0.39	0.3-1.0 (d)	0.31	^(d) Desde el nivel del mar hasta grandes alturas.
	Total	2.4	1.0-13.0	2.95	

En este trabajo es importante considerar las contribuciones a la exposición debidas a la radiactividad terrestre y a la radiación cósmica. No se consideran contribuciones de gas radón debido a que éste se detecta en espacios cerrados o en cuevas donde se concentra y en este trabajo las medidas se realizan en espacios abiertos al aire libre.

1.7.1 Radiactividad en la tierra

Cuando la tierra fue formada hace cuatro mil millones de años, esto contuvo muchos isótopos radiactivos. Desde entonces, todos los isótopos de vida media más corta han decaído. Sólo aquellos isótopos con vidas medias muy largas (100 millones de años o más) permanecen, junto con los isótopos formados a partir del decaimiento de los isótopos de vida larga.

Los isotopos predominantes en la tierra son: ^{40}K , ^{238}U y ^{232}Th ; así como los productos de sus decaimientos, entre ellos ^{226}Ra y ^{222}Rn [1].

La tabla 1.3 muestra los radionúclidos naturales presentes en el ambiente al sur de la Ciudad de México, medido por Zarate y colaboradores [11] junto con sus energías de emisión gamma.

Tabla 1.3 Radioisótopos naturales en el ambiente.

Elemento	Energía (MeV)
^{235}U	0.185
^{228}Ac	0.27
^{228}Ac	0.3385
^{208}Tl	0.583
^{214}Bi	0.609
^{214}Bi	0.7272
^{228}Ac	0.911
^{228}Ac	0.965
^{214}Bi	1.12
^{214}Bi	1.1553
^{214}Bi	1.238
^{40}K	1.461
^{214}Bi	1.764
^{208}Tl	2.614

1.7.2 Radiación cósmica

Los rayos cósmicos son partículas sumamente energéticas, principalmente protones, que provienen del sol, otras estrellas y de cataclismos violentos en regiones lejanas del espacio; constituyen un flujo de alrededor de 2×10^2 partículas $\text{m}^{-2} \text{s}^{-1}$ (sin incluir neutrinos).

Se tienen principalmente dos tipos de protones:

Los protones solares: Estos son protones con energías en el intervalo de 0.5 a 200 MeV, se consideran bajas energías ya que sus cascadas de radiación secundaria no se detectan a nivel del suelo, aun cuando sus energías son suficientemente altas como para representar un peligro potencial para los astronautas. Los protones de menor energía se desvían por el campo magnético de la Tierra y se dirigen hacia

los polos de la Tierra. En altitudes de 90 a 120km, los protones solares con energías del orden de 100 keV, interactúan y pierden gran parte de su energía con los átomos de la atmósfera, en su mayoría nitrógeno y oxígeno; ionizando grandes cantidades de gas.

ii) Los protones externos al sistema solar: Estos son los protones con energías de entre 10 y 10^{20} MeV. Los protones con las energías más altas chocan con los átomos de la atmósfera (principalmente nitrógeno y oxígeno) y producen una lluvia espectacular de partículas secundarias que se precipitan a la superficie de la Tierra [12]. Es decir, estos protones interactúan con los átomos de la atmósfera superior de la tierra y producen las cascadas de partículas con energías inferiores, teniendo una mezcla de muones, electrones, fotones, protones, piones con carga y neutrones; de distintas energías. Muchas de estas partículas de energías inferiores son absorbidas por la atmósfera de la tierra. Al nivel del mar, la radiación cósmica es compuesta principalmente de muones, con algunos rayos gamma, neutrones y electrones.

Por la interacción de la atmósfera con la radiación cósmica, esta funciona como un escudo, así la exposición de un individuo a rayos cósmicos es mayor en sitios elevados que al nivel del mar.

La Figura 1.11 [1] muestra las contribuciones de los distintos tipos de partículas provenientes de la radiación cósmica a distintas altitudes.

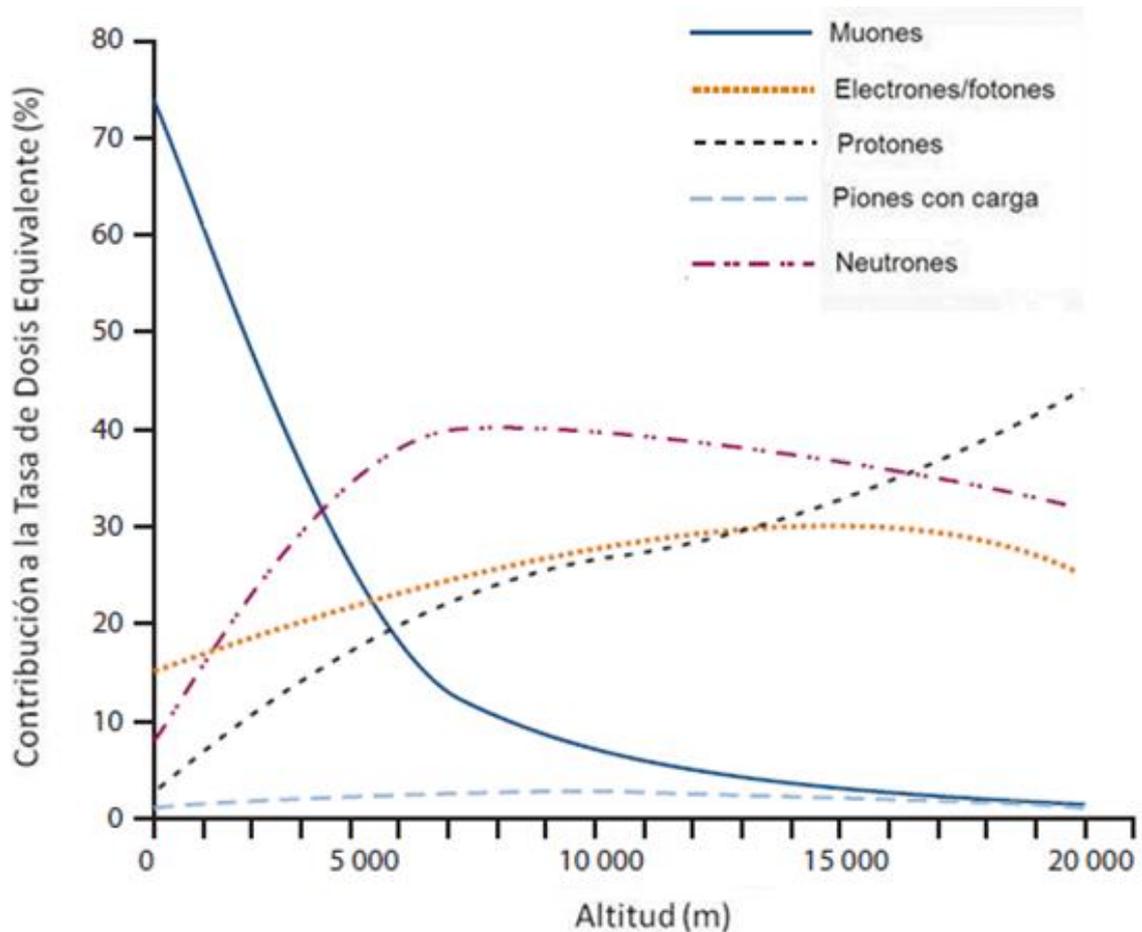


Figura 1.11 Contribución de la radiación cósmica a la tasa de dosis equivalente respecto de la altitud.

1.8 Sitios de interés de medición de radiación ambiental para este trabajo.

Este trabajo consiste de medir dosis ambiental a distintas altitudes mediante termoluminiscencia. Se eligieron sitios a distintas altitudes accesibles para trabajar: Veracruz (nivel del mar), Ciudad de México (2240 msnm), Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), Salazar, Edo. De México (3000 msnm) y Volcán Sierra Negra, Puebla (4100 msnm). La figura 1.12 muestra las altitudes investigadas.

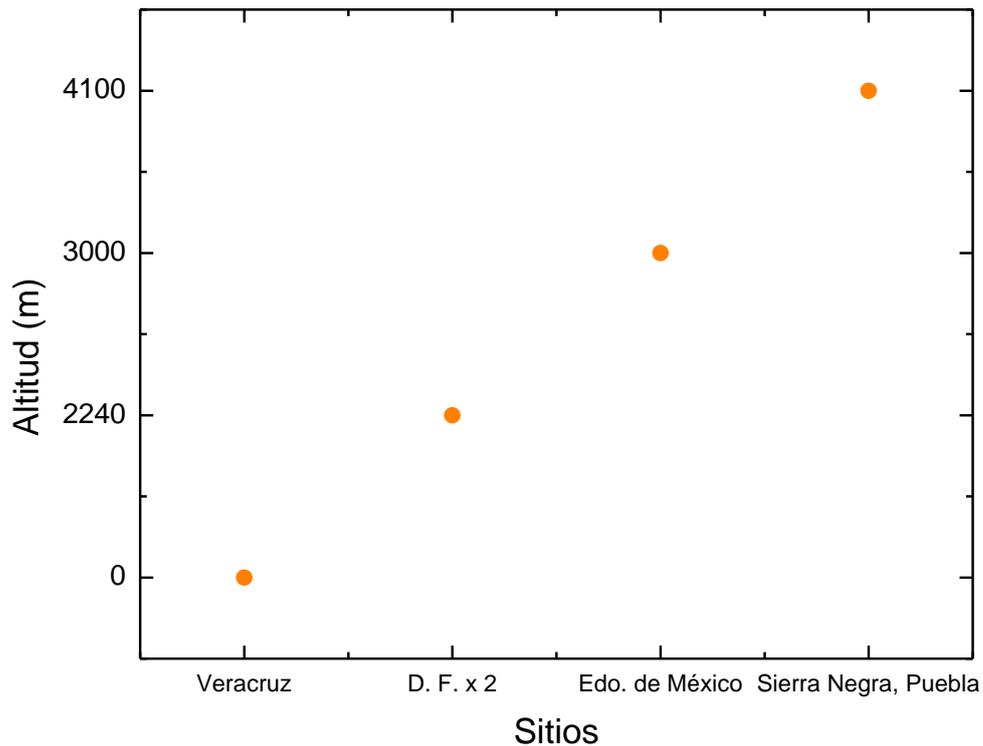


Figura 1.12 Altitudes de los sitios estudiados.

1.9 Termoluminiscencia

La termoluminiscencia (TL) es la emisión de luz de un material dieléctrico previamente expuesto a la radiación ionizante, mediante el incremento de su temperatura. Cuando el material es expuesto a la radiación ionizante, ésta proporciona energía a los portadores de carga y estos acceden a estados de mayor energía pudiendo ser atrapados por impurezas o defectos asociados a estados metaestables dentro del material en los que pueden permanecer durante periodos largos de tiempo. En un cierto intervalo de dosis de radiación, los materiales TL presentan una respuesta lineal en función de la dosis, figura 1.13. Esta característica es utilizada para usar los materiales TL como dosímetros.

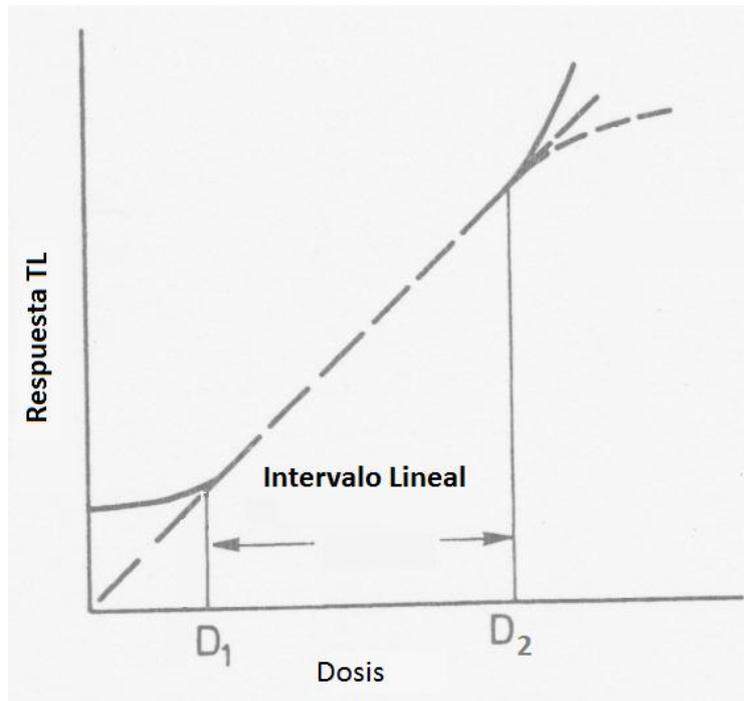


Figura 1.13 Ejemplo del intervalo de respuesta lineal de un material TL.

Muchas de las propiedades eléctricas de los sólidos se explican usando la teoría de bandas. La separación entre las bandas y el llenado total o parcial de éstas por electrones, están determinados por los elementos constituyentes del sólido. La banda de energía más alta llena de electrones se llama banda de valencia; la banda de energía más alta parcialmente llena (o vacía) de electrones se llama banda de conducción. Estas bandas de energía de electrones permitidas se alternan con bandas de energía prohibida. Cuando los sólidos contienen impurezas, éstas pueden producir niveles permitidos de energía intermedios dentro de la banda prohibida, facilitando así el paso de electrones entre bandas.

Cuando la radiación ionizante incide en el cristal produce ionizaciones que llevan a los electrones a la banda de conducción, dejando un hueco en la banda de valencia, ambos portadores de carga pueden emigrar a través del cristal y caer en las "trampas" ubicadas en la región prohibida, para permanecer atrapadas por un tiempo que puede ser prolongado. Cuando el cristal se calienta el electrón adquiere suficiente energía para salir de la trampa, migrar y recombinarse con un hueco, emitiendo entonces un fotón luminoso que finalmente dará lugar a una curva de brillo [13]. Ver figura 1.14.

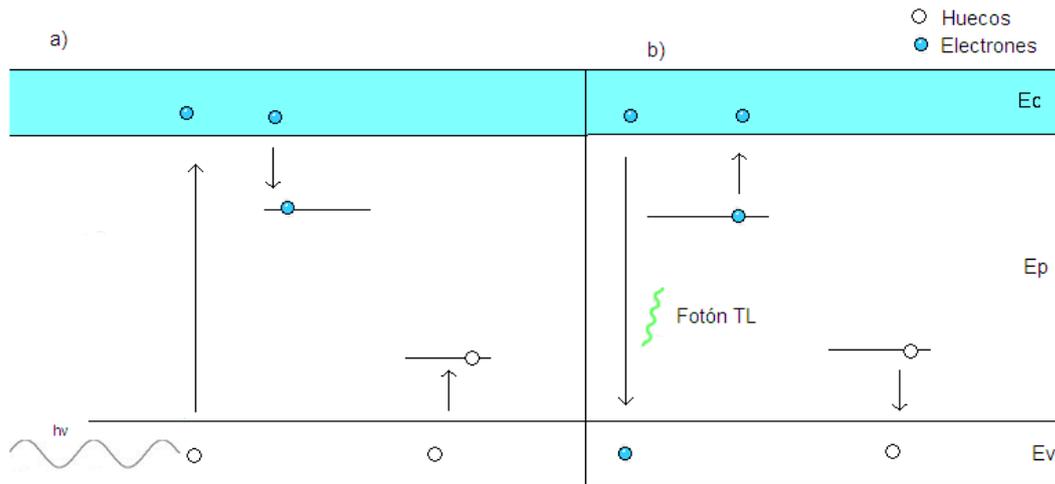


Figura 1.14 a) Esquema del proceso de excitación de los electrones y huecos en un cristal TL utilizando el modelo de bandas. b) Esquema del proceso de calentamiento y recombinación de los electrones y huecos excitados.

Conforme la temperatura se va elevando, los electrones adquieren la suficiente energía para liberarse de la trampa, entonces se empieza a emitir una cantidad de luz que va aumentando hasta un valor máximo y después disminuye, por el agotamiento de los electrones que ocupaban las trampas de esa profundidad obteniéndose una serie de picos correspondientes a las distintas trampas.

A la gráfica de intensidad luminosa en función de la temperatura se le conoce como curva de brillo y es característica de cada material TL.

La figura 1.15 muestra una curva de brillo, típica del material TLD-100 (LiF:Mg,Ti). El pico principal se conoce como pico 5 también llamado pico dosimétrico.

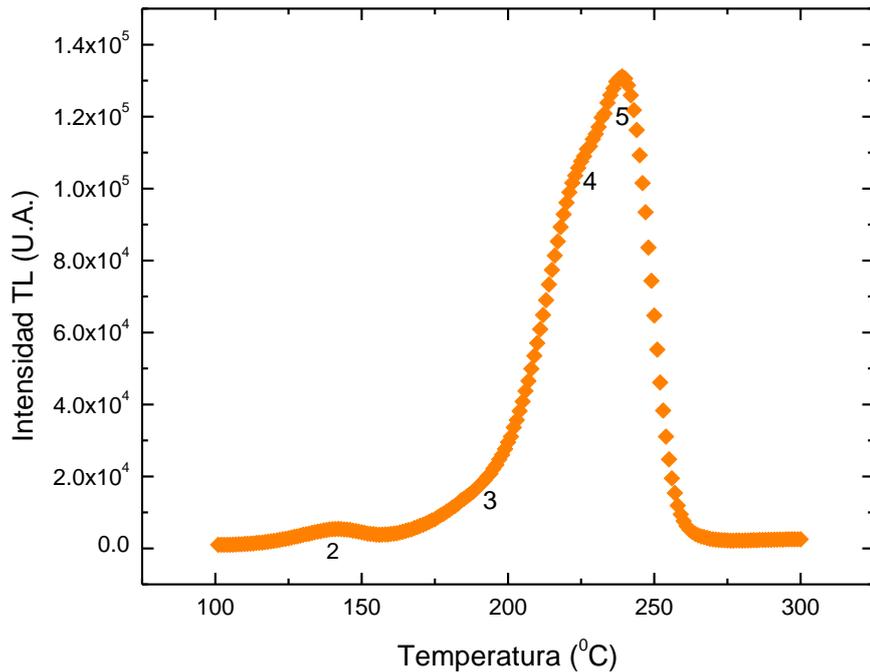


Figura 1.15 Curva de brillo característica de los dosímetros TLD-100.

En 1945 Randall y Wilkins [14] propusieron un modelo para describir el comportamiento de la señal luminosa emitida por un material TL como función de la temperatura (curvas de brillo). Este modelo se conoce como cinética de primer orden del proceso TL y se basa en la suposición de la existencia de un sólo tipo de trampa, con profundidad E y un sólo tipo de recombinación. Además, considera que un electrón que es liberado de una trampa no puede ser recapturado por la misma.

La probabilidad de escape de un electrón, de una trampa de profundidad E , a una temperatura T que contiene n electrones, está descrita por la siguiente ecuación:

$$p = s \exp\left(-\frac{E}{kT}\right) \quad (1.15)$$

donde s es un factor de frecuencia y k es la constante de Boltzmann.

Suponiendo cinética de primer orden, se puede considerar que la intensidad TL es proporcional al número de electrones que van escapando de las trampas $\frac{dn}{dt}$; esto es:

$$I(T) = -C \frac{dn}{dt} = Cns \exp\left(-\frac{E}{kT}\right) \quad (1.16)$$

donde C es una constante de proporcionalidad.

Así, con base en la cinética de primer orden, la intensidad TL de cada pico puede ser descrita de la siguiente forma [15]:

$$I_i(T_i) = I_{mi} \exp\left(1 + \frac{E_i}{kT_{mi}^2} \Delta T_i - \exp\left[\frac{E_i}{kT_{mi}^2} \Delta T_i\right]\right) \quad (1.17)$$

Donde I_{mi} es la altura del pico i, T_{mi} es la temperatura del máximo del pico, T_i es la temperatura, E_i es la energía del i-ésimo pico y $\Delta T_i = T_i - T_{mi}$. Haciendo el cambio de variable

$$W_i = \frac{E_i}{kT_{mi}^2} \quad (1.18)$$

La ecuación 1.17 se convierte en:

$$I_i(T_i) = I_{mi} \exp\left(1 + W_i \Delta T_i - \exp[W_i \Delta T_i]\right) \quad (1.19)$$

El parámetro W_i es una cantidad que está relacionada con el ancho del i-ésimo pico a la mitad de la altura w_i , de la forma [15]:

$$W_i = \frac{2.44}{w_i} \quad (1.20)$$

1.10 Termoluminiscencia del dosímetro LiF: Mg, Ti (TLD-100)

Los dosímetros TLD-100, consisten de Fluoruro de Litio dopados con impurezas de magnesio y titanio (LiF:Mg,Ti) fabricados por la empresa Thermo-Fisher Scientific. Estos dosímetros son de los más estudiados y utilizados en dosimetría debido a sus óptimas características: intervalo amplio de respuesta lineal que va desde los 10 μ Gy a los 10 Gy, sensibilidad, reproducibilidad de las medidas, posibilidad de ser reutilizado y bajo desvanecimiento.

Los dosímetros TLD-100, consisten de 7% de Li^6 y 92.5 % de Li^7 e impurezas de magnesio y titanio, aproximadamente 220 y 30 ppm, respectivamente.

Aún cuando existen otros dosímetros termoluminiscentes con mayor sensibilidad y umbral de detección menor (pudiendo medir dosis más bajas) en éste trabajo se decidió usar dosímetros TLD-100 debido a su disponibilidad y a la independencia de su respuesta con la energía, para fotones con energías mayores que 95 keV, figura 1.16, [16].

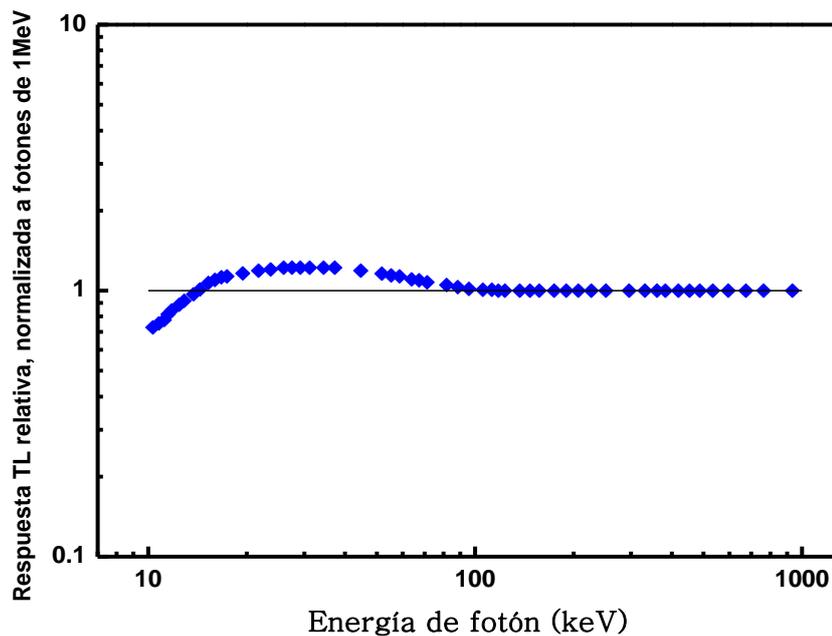


Figura 1.16 Curva de respuesta TL dependiente a la energía para dosímetros de LiF:Mg,Ti.

1.11 Desvanecimiento

Los dosímetros pueden exhibir desvanecimiento de su señal TL dependiendo del tiempo transcurrido entre irradiación y lectura. En este trabajo es importante considerar el posible desvanecimiento ya que los dosímetros permanecen expuestos por un periodo de 4 meses.

El comportamiento de desvanecimiento de la señal TL depende del tiempo entre exposición y la lectura, y su comportamiento se describe mediante la siguiente ecuación [17]:

$$S = S_0 e^{-\lambda(t-t_i)} \quad (1.21)$$

Donde S es la señal TL obtenida en un tiempo t , S_0 representa la señal TL inicial, que se leería en un tiempo t_i , y λ es el factor de desvanecimiento.

CAPÍTULO 2

METODOLOGÍA

2.1 Protocolo experimental de uso de dosímetros TLD-100

Como se mencionó previamente, en este estudio se utilizan dosímetros comerciales de fluoruro de litio con impurezas de magnesio y titanio conocido comercialmente como TLD-100 (Thermo Fisher Scientific). El protocolo de trabajo experimental consta de tres etapas, tratamiento térmico, exposición a la radiación de interés y lecturas de la respuesta termoluminiscente. El tratamiento térmico para dosímetros TLD-100 consiste de un horneado a 400°C por una hora seguido de enfriamiento a temperatura ambiente por 15 minutos, seguido de un segundo horneado a 100°C por dos horas [18]. Para realizar este procedimiento se utilizaron 2 hornos. Para el primer horneado a 400°C se utilizó un horno marca Thermolyne 10500 Furnace, Sybron Corporation (Figura 2.1 a) y para el segundo horneado a 100°C se utilizó un segundo horno marca Ríos Rocha S.A., modelo HS (Figura 2.1 b). Ambos hornos y el equipo lector pertenecen al laboratorio de termoluminiscencia del Departamento de Física del ININ.

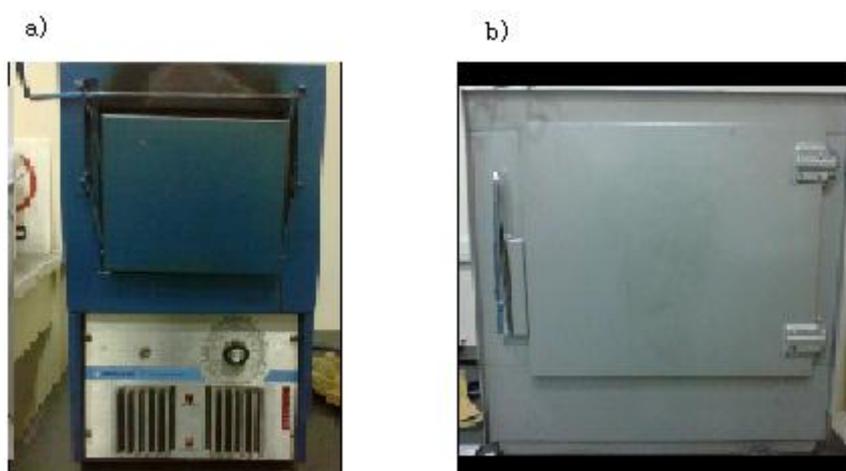


Figura 2.1 a) Horno Thermolyne 10500 Furnace, Sybron Corporation y b) horno Ríos Rocha S.A., modelo HS

Una vez horneados los dosímetros se toma un intervalo de espera de entre 24 y 48 horas antes de exponerlos a la radiación de interés, al finalizar las irradiaciones se espera otro periodo de entre 24 y 48 horas antes de realizar las lecturas.

Las lecturas de los dosímetros se realizan usando un equipo lector termoluminiscente Harshaw 4000 que pertenece al laboratorio de

termoluminiscencia del Departamento de Física del ININ. El equipo lector proporciona una intensidad de corriente (señal TL) en función de la temperatura, la respuesta TL es el área bajo la curva. El protocolo de lectura utilizado en este trabajo consistió de un precalentamiento a 100°C durante 5 segundos, seguido de calentamiento entre 100 y 300 °C a una tasa de calentamiento de 10 °C/s.

2.2 Medidas de Homogeneidad del lote de dosímetros

Es importante seleccionar dosímetros que presenten una respuesta similar tras haber sido expuestos a una misma dosis de radiación. Para ello se investigó la homogeneidad en la respuesta TL de los dosímetros TLD-100 del lote a utilizar. Para ello se sometieron 126 dosímetros TLD-100 a tratamiento térmico y se dejaron durante dos meses en el laboratorio, expuestos a la radiación de fondo dentro de porta-dosímetros cerrados.

Una vez transcurrido este periodo se procedió a tomar las lecturas utilizando el equipo lector Harshaw 4000. La Figura 2.2 muestra las lecturas de cada dosímetro junto con barras que indican una y dos desviaciones estándar del promedio. En este trabajo se utilizaron aquellos dosímetros cuyas respuestas TL cayeron dentro del promedio más/menos dos desviaciones estándar.

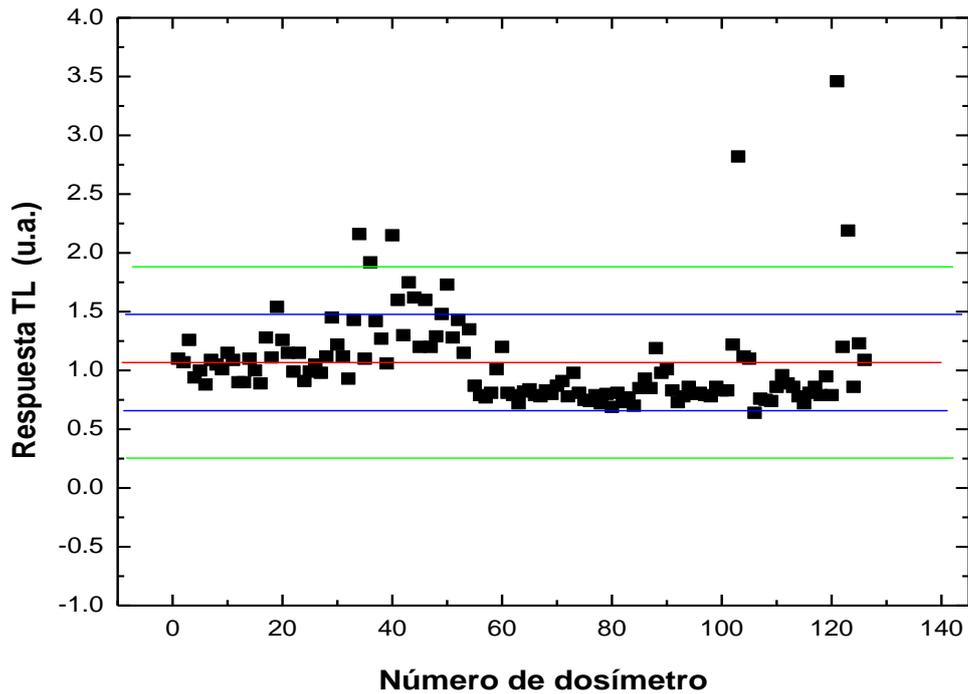


Figura 2.2 Gráfica de homogenización del lote de dosímetros TLD-100. Las líneas rojas, azules y verdes corresponden al promedio, una y dos desviaciones estándar respectivamente.

2.3 Factor de corrección por reproducibilidad.

Los resultados de las medidas de homogeneidad permitieron seleccionar 119 dosímetros. Con ellos se llevó a cabo un estudio de reproducibilidad [19], irradiando los dosímetros a una misma dosis. Se hace uso de la siguiente expresión:

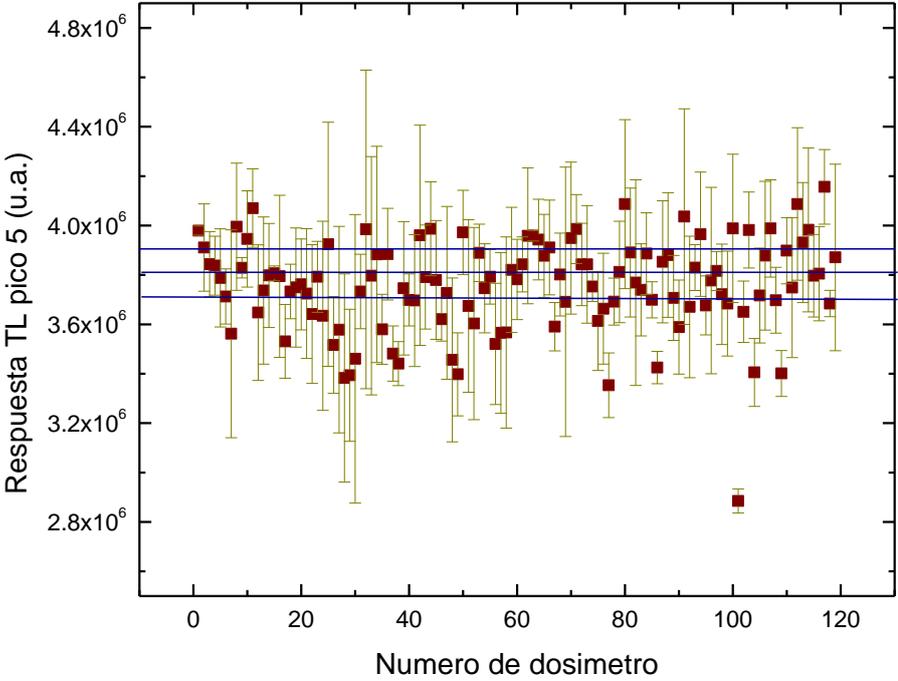
$$C_{ij} = \sum_{i=1}^n \frac{R_{ij}}{nR_{ij}} \quad (2.1)$$

Donde R_{ij} denota que la j -ésima ($j=1,2,3,\dots,m$) lectura del i -ésimo ($i=1,2,3,\dots,n$) dosímetro. Así se obtiene el factor de calibración C_{ij} para cada irradiación.

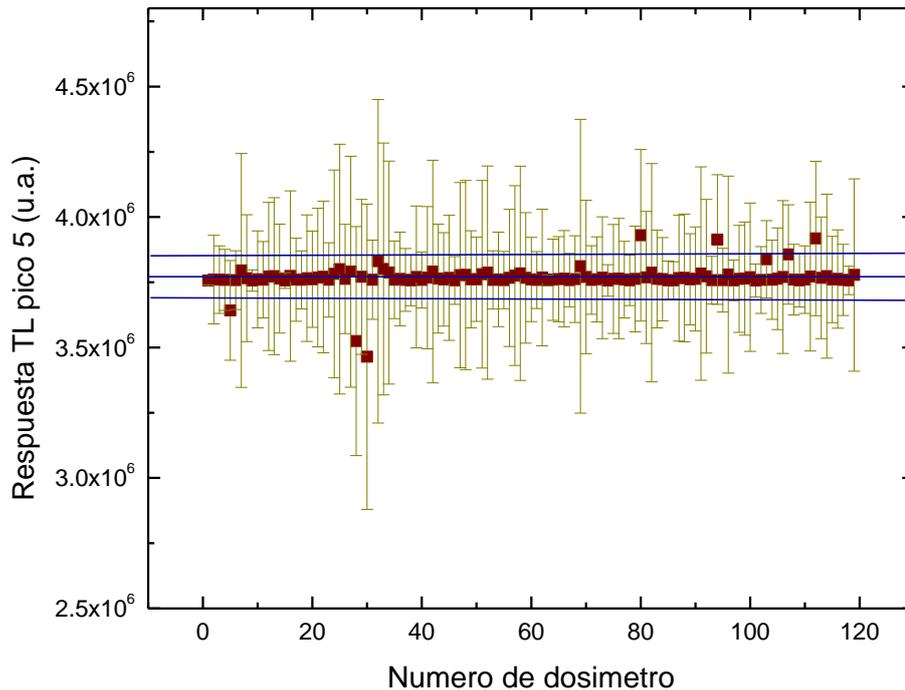
Ahora, el factor promedio de cada dosímetro C_i es:

$$C_i = \sum_{j=1}^m \frac{C_{ij}}{m} \quad (2.2)$$

Se realizaron 3 lecturas para la prueba de reproducibilidad del lote de dosímetros (apéndice A), en la gráfica 2.3 a) se muestran los valores del promedio de las lecturas realizadas sin aplicar el factor de corrección individual, en donde se puede observar como varias lecturas caen fuera de una desviación estándar (líneas superior e inferior) del promedio (línea intermedia). La grafica 2.3 b) muestra los valores promedio de las lecturas TL corregidas mediante el factor de corrección individual, se observa que la mayoría de valores corregidos caen dentro de su desviación estándar del 1.2 %.



a)



b)

Figura 2.3 a) Se muestra la respuesta TL de cada dosímetro sin aplicar factor de corrección por reproducibilidad. b) Se muestra la respuesta TL de cada dosímetro después de aplicar el factor de corrección por reproducibilidad.

2.4 Calibración

Es necesario realizar medidas de calibración, para conocer la respuesta de los dosímetros ante dosis conocidas de radiación gamma y así encontrar una relación entre la respuesta TL y la dosis. Estas medidas se realizaron en el Departamento de Metrología de las Radiaciones Ionizantes del ININ, donde los dosímetros fueron expuestos a radiación gamma proveniente de una fuente de ^{137}Cs , a valores de dosis en aire de 0.50, 1.25, 2.00, 2.75 y 3.50 mGy.

Se colocaron 3 dosímetros dentro de contenedores de acrílico de 3.6 mm de espesor, para asegurar equilibrio de partícula cargada. Adicionalmente se llevaron 3 dosímetros testigo dentro de cápsulas de grenetina que no fueron expuestos a la radiación.

El arreglo experimental utilizado en la calibración se muestra en la figura 2.4:



Figura 2.4 Arreglo experimental utilizado durante las medidas de calibración de los dosímetros TLD-100.

2.5 Preparación de contenedores de dosímetros y su colocación en los sitios de interés.

Para exponer los dosímetros a la radiación ambiental, se utilizaron dos tipos de contenedores, de modo que se tuviese equilibrio de partícula cargada considerando distintas energías de la radiación presente en el ambiente. Los contenedores utilizados fueron de acrílico y de unigel cubierto con una bolsa de plástico negra.

Se colocaron 4 dosímetros TLD-100, en cada contenedor de acrílico y unigel cubierto de una bolsa de plástico negra, 8 en total en cada sitio investigado (ver Figura 2.5). También se colocaron contenedores extras con otros 8 dosímetros con el fin de prevenir riesgos de posibles pérdidas con el paso del tiempo.

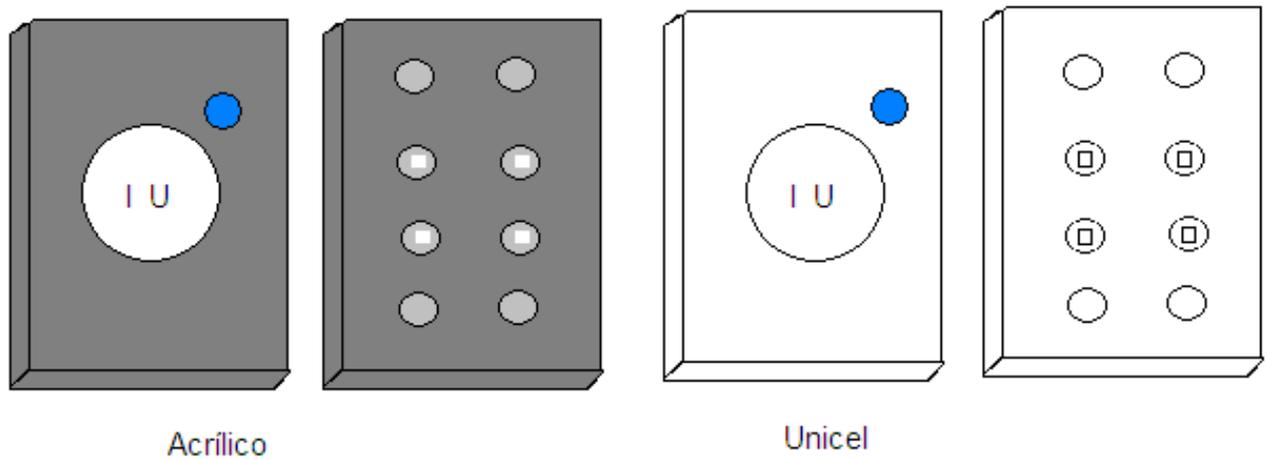


Figura 2.5 Contenedores de acrílico y de unicel cubierto de una bolsa de plástico negra utilizados en este estudio.

Los contenedores de acrílico tienen un espesor de 3.6 mm siendo éste igual al alcance de electrones secundarios (generados por radiación gamma) de 800 keV de energía. El unicel es un material plástico espumado, derivado del poliestireno, compuesto en 95% por aire (Figura 2.6) [20]. Se puede suponer que los dosímetros dentro de los contenedores de unicel están rodeados principalmente de aire y de la bolsa plástica negra que los cubre, proporcionando equilibrio de partícula cargada para el caso de radiación gamma de menor energía.

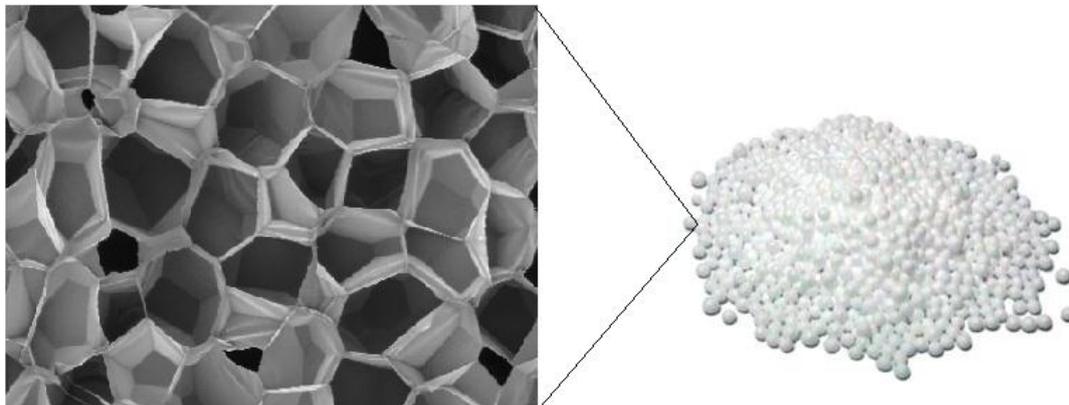


Figura 2.6 Imagen de la estructura del unicel maximizada.

En cada sitio se colocaron paquetes con dos contenedores, en cada contenedor se colocaron 4 dosímetros. Ambos contenedores se cubrieron con bolsas oscuras de plástico negro y se amarraron con cordel alrededor de árboles en los cinco sitios seleccionados a una altura del suelo de aproximadamente 1.70 m. Los

contenedores permanecieron en los sitios por un periodo de 4 meses. Las figuras 2.7 y 2.8 muestran los contenedores y el sitio en Volcán Sierra Negra, Puebla, respectivamente.

Se podría esperar presencia de los siguientes radionúclidos en el ambiente: ^{235}U , ^{228}Ac , ^{208}Tl , ^{214}Bi y ^{40}K con energías de emisión gamma entre 0.185 y 2.61 MeV (Sección 1.7.1). También se tiene presencia de rayos cósmicos cuya contribución depende de la altitud (Sección 1.7.2).



Figura 2.7 Contenedor amarrado a un tronco de árbol en Volcán Sierra Negra



Figura 2.8 Sitio Volcán Sierra Negra mostrando el contenedor a una altura aproximada de 1.70m sobre el nivel del suelo.

Los contenedores se expusieron durante 4 meses en cada sitio investigado. En los trayectos a cada sitio para la colocación y la recolección de los porta-dosímetros también se llevaron 3 dosímetros testigo en cápsulas para conocer la contribución a dosis debida al trayecto.

2.6 Lecturas de la respuesta TL de dosímetros TLD-100

Las lecturas se realizaron usando un equipo lector Harshaw TL 4000 (Figura 2.9), que cuenta con una plancheta donde se coloca el dosímetro para ser calentado. El equipo contiene un tubo fotomultiplicador que funciona como transductor y convierte la señal TL en corriente eléctrica. El equipo lector está conectado a una PC (Figura 2.10) de manera que los datos se transmiten del equipo lector a la PC mediante un software propio, desarrollado en el ININ. En la computadora también se tiene otro software que permite visualizar la curva de brillo resultante.

Durante las lecturas se permite la entrada de flujo de gas nitrógeno que circula en el equipo lector para evitar contribuciones a la señal TL debidas a impurezas.



Figura 2.9 Equipo lector TL Harshaw 4000.



Figura 2.10 Equipo lector y PC asociada.

2.7 Análisis de la Curva de Brillo de dosímetros TLD-100

La descomposición de la curva de brillo se realizó empleando el software comercial de Harshaw/Filtrol conocido como CGCD [15], el cual usa la aproximación de Podgorsak para una forma de la curva de brillo dada por la cinética de primer orden de Randall y Willkins [21].

Inicialmente el programa permite restar la señal de fondo (señal que no proviene del cristal irradiado). El programa define una “constante + fondo exponencial” la cual pasa a través de un punto definido en la región de baja temperatura y dos puntos en la región de alta temperatura. En esta zona de alta temperatura la señal observada proviene de la plancheta y es importante sustraerla dado que la señal termoluminiscente debida a la radiación ambiental es pequeña.

Posteriormente se elimina el pico 2 y se realiza la deconvolución de la curva considerando los picos 3, 4 y 5.

Para realizar la deconvolución el programa tiene la opción de dar los posibles parámetros iniciales de éstos picos (ancho, altura y posición)

Los parámetros iniciales típicos utilizados en el análisis de las curvas de brillo se muestran en la Tabla 2.1.

Tabla 2.1 Parámetros iniciales típicos usados en la deconvolución de las curvas de brillo de los dosímetros expuestos a radiación ambiental.

PICO	ALTURA (u.a.)	ANCHO (u.a.)	POSICION temperatura (°C)
3	-	36	187
4	-	22	219
5	-	27	238

CAPÍTULO 3

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

3.1 Calibración de los dosímetros TLD-100

La tabla 3.1 muestra los valores promedio de la respuesta TL total (nano-coulomb, nC) y la respuesta TL del Pico 5 (unidades arbitrarias, u.a.) obtenidos de las medidas de calibración ante irradiación gamma de ^{137}Cs a 5 valores conocidos de dosis en aire.

Tabla 3.1 Valores promedio de la respuesta total y la respuesta TL del Pico 5.

Dosis (mGy)	Respuesta TL (nC)	Respuesta TL pico 5 (u.a.)
0.50	1.40 ± 0.10	$(0.83 \pm 0.01) \times 10^4$
1.25	3.20 ± 0.40	$(2.3 \pm 0.28) \times 10^4$
2.00	4.78 ± 0.03	$(3.2 \pm 0.16) \times 10^4$
2.75	6.10 ± 0.30	$(4.3 \pm 0.41) \times 10^4$
3.50	7.60 ± 0.40	$(5.4 \pm 0.34) \times 10^4$

La figura 3.1 muestra una curva de brillo de TLD-100 irradiado a una dosis de 3.50 mGy.

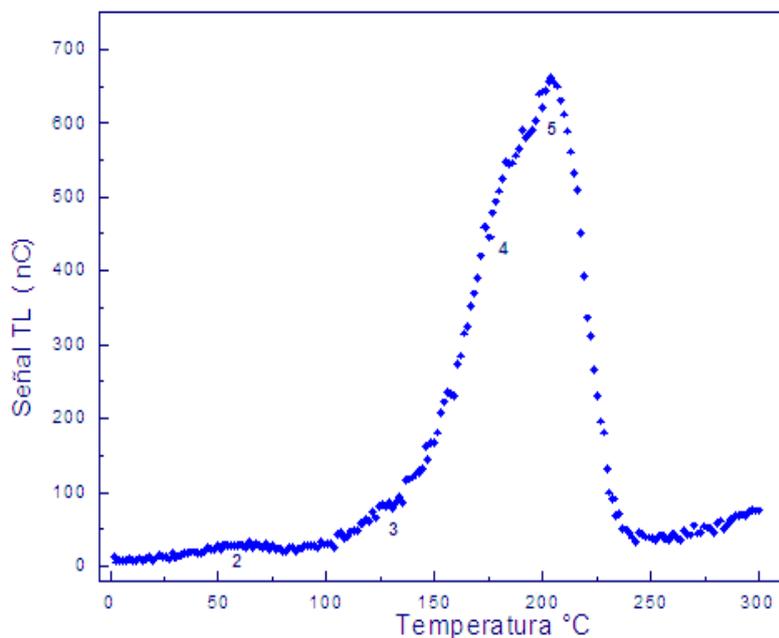


Figura 3.1. Curva de brillo de TLD-100 expuesto a una dosis en aire de 3.50 mGy, se indican los picos termoluminiscentes.

La figura 3.2 muestra la curva de calibración de la respuesta TL del pico 5 en función de la dosis en aire.

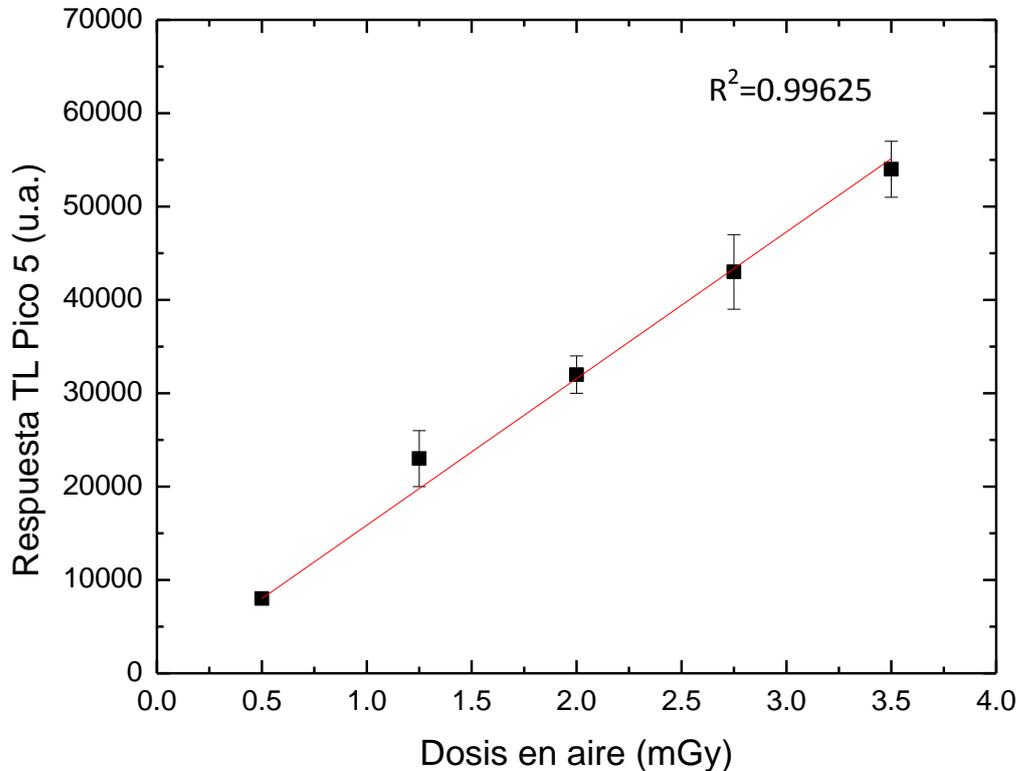


Figura 3.2. Respuesta TL del pico 5 de dosímetros TLD-100 en función de la dosis en aire de radiación gamma proveniente de una fuente de ^{137}Cs .

Mediante un ajuste lineal se obtiene la siguiente expresión que relaciona la respuesta del pico 5 (RTL) con la dosis en aire:

$$\text{RTL(u.a.)} = (1.57 \pm 0.05) \times 10^4 D(\text{mGy}) + 0.01 \times 10^4 (\text{u.a.}) \quad (3.1)$$

3.2 Lecturas TL y análisis de deconvolución.

Una vez colectados los dosímetros después de su exposición durante 136 días (con excepción de los dosímetros de Veracruz, 139 días) se tomaron sus lecturas siguiendo el protocolo de trabajo descrito en la sección 2.6. La tabla 3.2 a) muestra las lecturas de la señal TL de cada dosímetro expuesto. La tabla 3.2 b)

muestra la señal TL obtenida para los dosímetros testigo que fueron del laboratorio en el ININ a cada sitio y regresaron al laboratorio, al inicio y al final del periodo de exposición.

Tabla 3.2 (a) Respuesta TL de los dosímetros expuestos en cada sitio en los distintos contenedores utilizados. Se perdieron las lecturas marcadas con “-----”.

Sitio	Contenedor acrílico Señal TL (nC)	Sitio	Contenedor de Unicell cubierto de una bolsa de plástico negra Señal TL (nC)
Veracruz-1	1.48	Veracruz-1	1.39
Veracruz-2	2.15	Veracruz-2	1.35
Veracruz-3	1.74	Veracruz-3	1.61
Veracruz-4	-----	Veracruz-4	1.41
DF-A-1	1.27	DF-A-1	1.23
DF-A-2	1.38	DF-A-2	1.70
DF-A-3	1.61	DF-A-3	1.32
DF-A-4	1.53	DF-A-4	1.29
DF-B-1	1.43	DF-B-1	1.29
DF-B-2	1.42	DF-B-2	1.70
DF-B-3	1.60	DF-B-3	1.23
DF-B-4	1.58	Edo. De México -1	1.60
Edo. De México-1	1.51	Edo. De México -2	1.63
Edo. De México -2	1.55	Edo. De México -3	1.42
Edo. De México -3	1.49	Edo. De México -4	1.38
Sierra Negra, Puebla-1	3.00	Sierra Negra, Puebla-1	2.09
Sierra Negra, Puebla-2	4.05	Sierra Negra, Puebla-2	2.08
Sierra Negra, Puebla-3	4.00	Sierra Negra, Puebla-3	2.21
Sierra Negra, Puebla-4	-----	Sierra Negra, Puebla-4	1.87

Tabla 3.2 (b) Respuesta TL de los dosímetros testigo (trayectoria de ida y vuelta en ambos casos).

Dosímetros Testigo Inicio		Dosímetros Testigo Final	
Sitio	Señal TL (nC)	Sitio	Señal TL (nC)
Veracruz-1	0.39	Veracruz-1	0.46
Veracruz-2	0.43	Veracruz-2	0.37
Veracruz-3	0.39	Veracruz-3	0.42
DF-A-1	0.32	DF-A-1	0.42
DF-A-2	0.33	DF-A-2	0.44
DF-B-1	0.34	DF-B-1	0.51
DF-B-2	0.34	DF-B-2	0.39
Sierra Negra, Puebla-1	0.29	Sierra Negra, Puebla-1	0.34
Sierra Negra, Puebla-2	0.37	Sierra Negra, Puebla-2	0.52
Sierra Negra, Puebla-3	0.33	Sierra Negra, Puebla-3	0.39

En este trabajo se decidió no sustraer alguna contribución debida al trayecto de ida y vuelta del laboratorio al sitio, ya que, en realidad, los dosímetros están expuestos a la radiación permanentemente y, a partir de su horneado, guardan la información de la energía absorbida hasta su lectura. Por otro lado, en las curvas de brillo de los dosímetros testigo que reciben dosis muy bajas no se puede visualizar al pico 5.

La figura 3.3 muestra curvas de brillo obtenidas en los distintos sitios en que se midió.

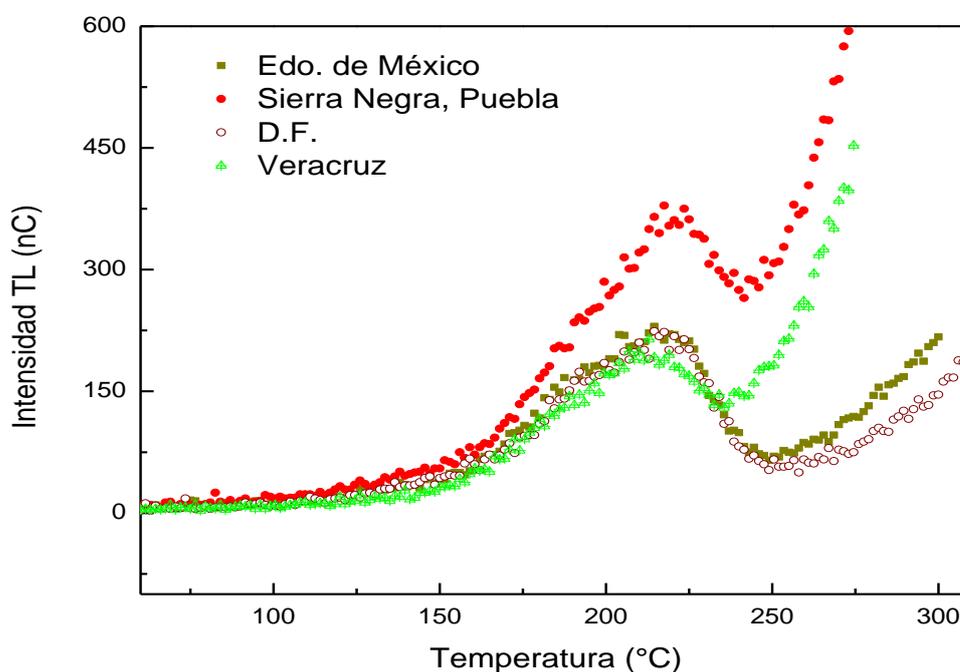


Figura 3.3. Curvas de brillo obtenidas para los distintos sitios investigados.

El análisis de deconvolución se realizó para todas las curvas de brillo obtenidas siguiendo el procedimiento descrito en la sección 2.7.

La figura 3.4 muestra la deconvolución realizada en curvas de brillo seleccionadas para dosímetros expuestos en ambos tipos de contenedores en distintos sitios.

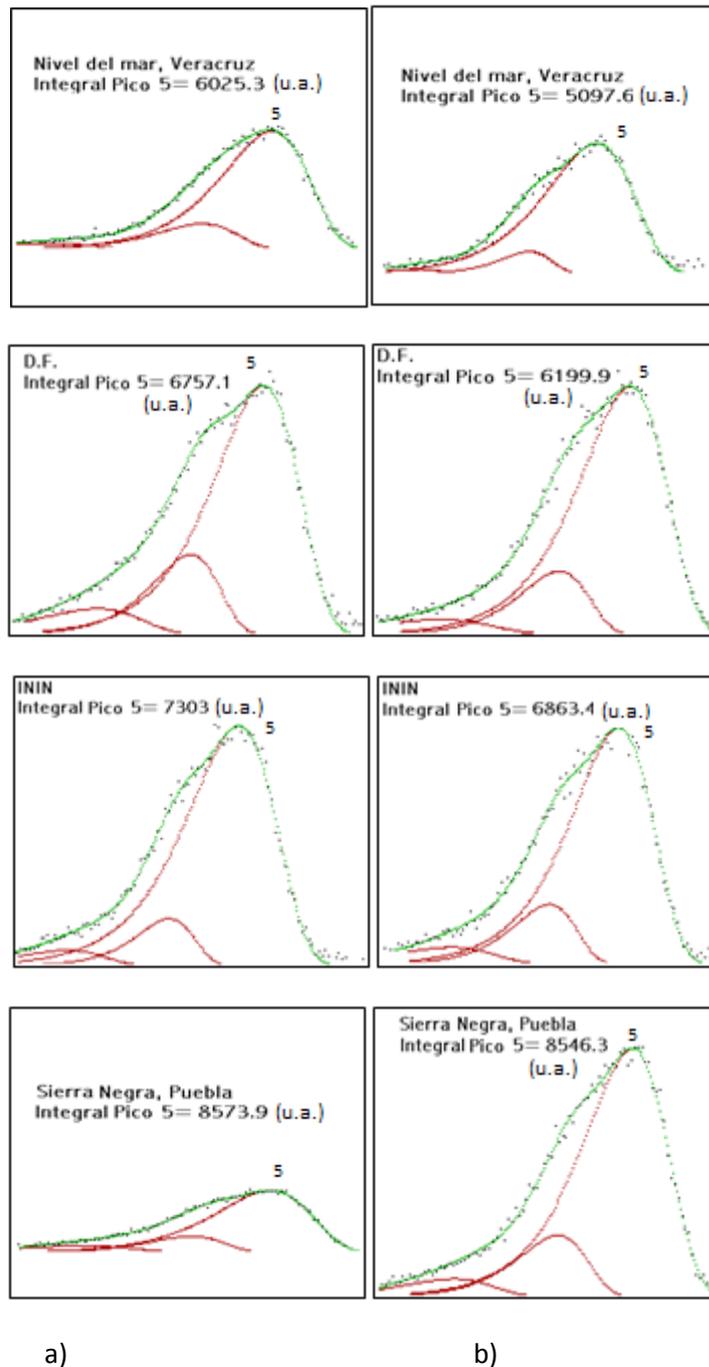


Figura 3.4 Deconvolución de curvas de brillo de los dosímetros TLD-100 expuestos en los distintos sitios estudiados. a) Contenedor de acrílico, b) Contenedor de uniel cubierto con bolsa de plástico.

3.3 Corrección por días de exposición.

Los dosímetros TLD-100 dentro de sus contenedores de acrílico y uniel cubierto de bolsa plástica negra fueron expuestos en todos los sitios durante 136 días excepto

en Veracruz en que estuvieron expuestos 139 días por lo que la respuesta TL se normalizó a 136 días.

3.4 Corrección por desvanecimiento

Los dosímetros presentan desvanecimiento en la señal TL dependiente del tiempo entre la exposición y la lectura debido a la liberación de los electrones o agujeros presentes en las trampas de baja temperatura. Como en este trabajo los dosímetros son expuestos a la radiación natural durante un periodo aproximado de 4 meses es necesario corregir por desvanecimiento.

Para realizar esta corrección se utiliza el dato aportado por el fabricante (5% de desvanecimiento en un año a 20°C [22]).

Para ello usamos la ecuación 1.21:

$$S = S_0 e^{-\lambda(t-t_i)}$$

Entonces si $S = 0.95S_0$ en un año, y suponiendo $t_i=1$ y $t=364$ días tenemos que:

$$0.95S_0 = S_0 e^{-\lambda(t-t_i)} \quad (3.2)$$

Obteniendo $\lambda = 1.4 \times 10^{-4}$ /día

Una vez conociendo el valor de λ se hace uso de la expresión (1.21) para corregir todas las lecturas.

Una vez realizadas estas correcciones se aplicó el factor de calibración (expresión 3.1) para obtener los valores de dosis en aire correspondiente a cada medida.

Las Tablas 3.3 y 3.4 muestran los resultados para los contenedores de acrílico y unigel cubierto con bolsa plástica negra, respectivamente. Se observan los valores obtenidos de respuesta TL del Pico 5 directamente del análisis de deconvolución, la respuesta corregida por el factor de corrección individual, la respuesta normalizada a 136 días, la corrección por desvanecimiento y la dosis en aire en mGy para cada dosímetro expuesto en cada sitio.

Tabla 3.3 Resultados para dosímetros expuestos dentro de contenedor de acrílico.

Sitio	Respuesta TL Pico 5 (u.a.)	Factor de corrección	Respuesta corregida	Normalización a 136 días	Corrección por desvanecimiento	Dosis (mGy) Pico 5
Veracruz-1	5377.4	0.98	5276.6	5162.7	5262.0	0.33
Veracruz-2	5314.3	1.00	5317.3	5202.6	5302.6	0.33
Veracruz-3	5902.0	1.01	5967.8	5839.0	5951.2	0.37
DF-A-1	5815.7	1.06	6170.2	6170.2	6288.8	0.39
DF-A-2	6255.0	0.99	6167.2	6167.2	6285.7	0.39
DF-A-3	5752.4	0.99	5719.9	5719.9	5829.8	0.36
DF-A-4	6585.8	0.95	6269.7	6269.7	6390.2	0.4
DF-B-1	5489.0	1.12	6153.9	6153.9	6272.2	0.39
DF-B-2	6805.7	0.99	6717.7	6717.7	6846.8	0.43
DF-B-3	6780.5	0.96	6520.0	6520.0	6645.3	0.42
DF-B-4	7150.2	0.97	6926.0	6926.0	7059.1	0.44
Edo. De México -1	6702.8	1.00	6711.0	6711.0	6839.9	0.43
Edo. De México -2	7488.2	0.96	7198.8	7198.8	7337.2	0.46
Edo. De México -3	7304.9	0.97	7124.7	7124.7	7261.7	0.46
Sierra Negra, Puebla-1	9319.0	0.94	8796.9	8796.9	8966.0	0.56
Sierra Negra, Puebla-2	9403.4	0.98	9199.3	9199.3	9376.1	0.59
Sierra Negra, Puebla-3	9129.4	1.01	9240.8	9240.8	9418.4	0.59

Tabla 3.4 Resultados para dosímetros expuestos en contenedor de unigel cubierto de bolsa plástica negra.

Sitio	Respuesta TL Pico 5 (u.a.)	Factor de corrección	Respuesta corregida	Normalización a 136 días	Corrección por desvanecimiento	Dosis (mGy) Pico 5
Veracruz-1	6023.2	1.02	6153.7	6020.9	6136.7	0.38
Veracruz-2	4928.2	0.94	4657.6	4557.1	4644.7	0.29
Veracruz-3	5772.9	1.03	5943.5	5815.3	5927.0	0.37
Veracruz-4	4999.7	0.96	4819.3	4715.2	4805.9	0.3
DF-A-1	6732.9	0.95	6388.7	6388.7	6511.5	0.41
DF-A-2	6991.3	0.95	6666.2	6666.2	6794.4	0.43
DF-A-3	6440.9	0.97	6249.2	6249.2	6369.3	0.4
DF-A-4	6109.9	0.96	5879.2	5879.2	5992.2	0.37
DF-B-1	6337.5	1.00	6367.1	6367.1	6489.4	0.41
DF-B-2	7004.2	0.98	6780	6780.0	6910.3	0.43
DF-B-3	6421.4	1.02	6521.7	6521.7	6647.0	0.42
Edo. De México-1	6982.5	1.08	7538.7	7538.7	7683.6	0.48
Edo. De México -2	6792.9	1.09	7417.4	7417.34	7559.9	0.47
Edo. De México -3	6876.5	1.00	6921.1	6921.1	7054.1	0.44
Edo. De México -4	6651.9	1.02	6759.4	6759.4	6889.4	0.43
Sierra Negra, Puebla-1	10759.8	1.07	11464.8	11464.8	11685.2	0.74
Sierra Negra, Puebla-2	9707.6	0.94	9150.3	9150.3	9326.2	0.59
Sierra Negra, Puebla-3	8878.9	0.98	8711.3	8711.3	8878.8	0.56
Sierra Negra, Puebla-4	8086.7	0.95	7708.4	7708.4	7856.6	0.49

La Tabla 3.5 muestra los valores promedio de la dosis absorbida en aire obtenidos para cada sitio con cada tipo de contenedor. Estas medidas corresponden a un periodo de 136 días de exposición.

Tabla 3.5 Dosis absorbida en aire para cada sitio estudiado.

Sitios	Dosis (mGy)	
	Contenedor acrílico	Contenedor de unigel cubierto de bolsa plástica negra
Veracruz	0.34 ± 0.02	0.34 ± 0.05
D.F. A	0.38 ± 0.02	0.40 ± 0.01
D.F. B	0.42 ± 0.02	0.42 ± 0.01
Edo. De México	0.45 ± 0.02	0.46 ± 0.02
Sierra Negra, Puebla	0.58 ± 0.02	0.59 ± 0.10

La Figura 3.5 muestra la gráfica de la dosis obtenida para cada uno de estos sitios. De esta figura y de la tabla 3.5 se observa que los valores de dosis en aire obtenidos son iguales para los dos tipos de contenedores utilizados dentro de las incertidumbres.

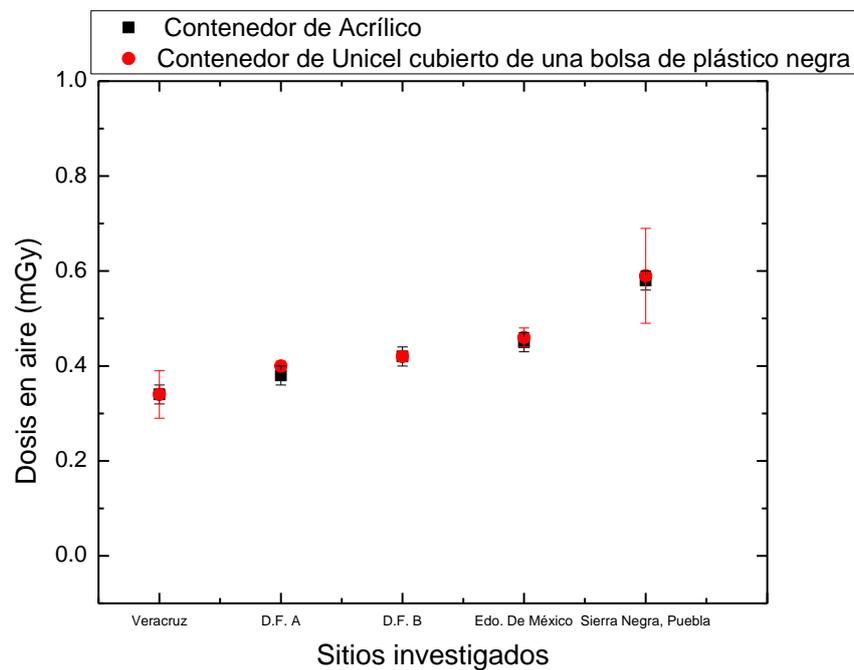


Figura 3.5 Valores de dosis en aire correspondientes a cada sitio determinadas utilizando distintos contenedores con un periodo de exposición de 136 días.

Con estos resultados se elaboró un promedio incluyendo todas las medidas en cada sitio independientemente del contenedor en que se encontraban (Tabla 3.6 y Figura 3.6). Por otro lado los dosímetros TLD-100 expuestos pudieron detectar principalmente fotones, muones y electrones provenientes tanto de radiación terrestre como de radiación secundaria de rayos cósmicos (discusión en la sección 3.5), por lo que para convertir de dosis en aire a dosis equivalente en aire se toma un factor de calidad igual a 1 (fotones, electrones y muones).

Tabla 3.6 Dosis equivalente en aire (136 días) en los sitios estudiados.

Sitios	Dosis equivalente en aire (mSv)
Veracruz	0.34 ± 0.04
D.F. A	0.40 ± 0.02
D.F. B	0.42 ± 0.02
Edo. De México	0.45 ± 0.02
Sierra Negra, Puebla	0.59 ± 0.07

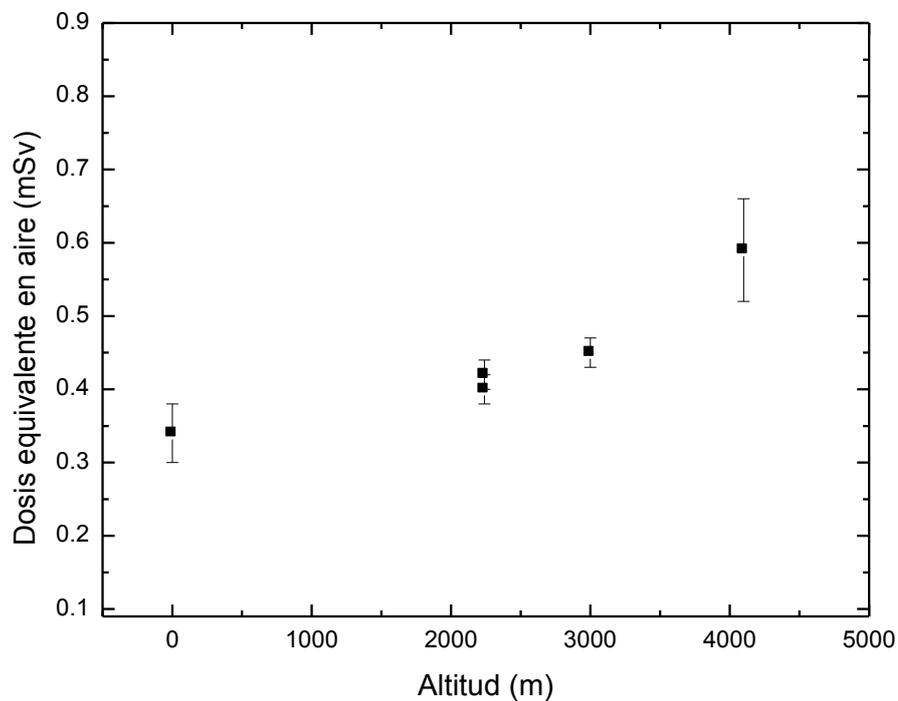


Figura 3.6 Valores de dosis equivalente en aire correspondientes a las distintas altitudes.

A partir de los valores plasmados en la Tabla 3.6 se hicieron estimaciones de dosis anuales para cada sitio. (Tabla 3.7).

Tabla 3.7 Estimaciones de la dosis equivalente en aire anual obtenida para cada sitio investigado.

Sitio	Estimación de la dosis equivalente en aire anual (mSv/año)	Estimación de la tasa de dosis equivalente en aire (nSv/h)
Veracruz	0.91	104.2
DF-A	1.07	122.5
DF-B	1.13	128.7
Edo. De México	1.21	137.9
Sierra Negra, Puebla	1.58	180.8

3.5 Discusión

De las tablas 3.3 y 3.4 se observa consistencia en los valores de la respuesta TL del pico 5 tanto para los dosímetros irradiados en los contenedores de acrílico como para los colocados en unicel cubierto con una bolsa plástica negra. Esto, a diferencia de lo observado en la tabla 3.2 en que se observan diferencias de hasta 50% en los distintos contenedores para la señal TL completa. Este resultado enfatiza la importancia de considerar únicamente la contribución del Pico 5 obtenida mediante el análisis de deconvolución, eliminando la respuesta TL proveniente de la zona de alta temperatura en la curva de brillo. Parte de la contribución en esta zona se debe a la plancheta del equipo que aumenta el fondo siendo significativo en medidas de radiación ambiental en que las dosis son pequeñas.

Los valores de la dosis en aire promedio obtenidos usando ambos tipos de contenedor son iguales dentro de sus respectivas incertidumbres (Tabla 3.5 y Figura 3.5); aun cuando no se puede asegurar cuál es el intervalo de energías de los electrones secundarios provenientes de radiación en el ambiente y si los espesores de los contenedores utilizados son los adecuados para asegurar equilibrio de partícula cargada.

De la Tabla 3.6 y la Figura 3.6 se observa que los valores de la dosis equivalente en aire obtenidos durante el periodo estudiado aumentan con la altitud. Los valores de tasa de la dosis (Tabla 3.7) estimados a partir de las medidas están dentro del

intervalo reportado para México en [1] con un valor promedio de 88.3 nGy/h y un intervalo de valores entre 23 y 184 nGy/h.

Como se mencionó en la sección 1.7, en este trabajo se considera que las medidas de la dosis equivalente en aire, provienen de las contribuciones terrestre y cósmica. La radiación cósmica incluye protones, neutrones, piones, muones, electrones y radiación gamma. Los dosímetros utilizados reciben principalmente radiación gamma, muones y electrones, que pueden ser tanto primarios como radiación secundaria de las partículas componentes de la radiación cósmica. Los protones cósmicos, no inciden en los dosímetros ya que pierden energía al atravesar la atmósfera, si permanecen algunos de ellos creados en las cascadas de partículas secundarias (sección 1.7.2) sus energías serían lo suficientemente bajas siendo, en su mayoría frenados en los contenedores; un contenedor con acrílico de espesor de 3.6 mm puede frenar protones de hasta 16 MeV de energía y una bolsa de polietileno con espesor de 1 mm puede frenar protones de hasta 9.5 MeV. Por otro lado, los neutrones y los piones neutros son partículas indirectamente ionizantes, sólo se detectan los electrones y fotones secundarios que generen. Los piones cargados tienen una vida media de 2.6×10^{-8} s así que la mayoría no inciden en los dosímetros por lo tanto solo detectan su radiación secundaria compuesta de electrones y fotones.

Aunque los muones tienen vidas medias de 2.1×10^{-6} s y muchos de ellos no son detectados por los dosímetros, solo sus partículas secundarias; otros tantos con altas energías si atraviesan el dosímetro y, pueden interaccionar y depositar una cierta cantidad de energía en ellos, puesto que pueden penetrar hasta 30 metros bajo tierra [12]. Debido a esto, es difícil asegurar la existencia de equilibrio de partícula cargada y, el hecho de utilizar dos tipos de contenedores permite comparar las diferencias de los resultados. En la tabla 3.5 se observa que las incertidumbres para cada sitio y cada contenedor son similares, del orden de 2 % al 6 % excepto en los casos de los contenedores de unicel cubierto de una bolsa de plástico negro tanto en Veracruz como en Sierra Negra, Puebla; siendo de 15 % y 17 % respectivamente. Esto puede deberse al hecho de no poder garantizar equilibrio de partícula cargada. Sin embargo, se considera que estos resultados son confiables, dado que los valores obtenidos son iguales dentro de las incertidumbres, a los obtenidos con los contenedores de acrílico a sus correspondientes altitudes.

A partir de los resultados y tomando en consideración la Tabla 1.2 se realizó una estimación de la componente cósmica para cada altitud suponiendo primero que

la contribución terrestre sea igual al promedio mundial anual terrestre [1,9], (0.48 mSv/a) para todos los sitios estudiados y después suponiendo un valor de la contribución terrestre igual al valor reportado en Princeton, USA (Estados Unidos de Norte América, por sus siglas en inglés) [10], (0.19 mSv), también igual para todos los sitios estudiados. Esto permite obtener valores para lo que sería la contribución cósmica a la dosis en cada altitud estudiada. Estas estimaciones se muestran en la Tabla 3.8.

Tabla 3.8 Estimación de la contribución terrestre y cósmica a la dosis anual.

Sitios	Estimación anual de dosis equivalente en aire (mSv/año)	Promedio mundial terrestre (mSv/año)	Componente Cósmica (mSv/año)	Terrestre Princeton (USA) (mSv/año)	Componente Cósmica (mSv/año)
Veracruz	0.91	0.48	0.43	0.19	0.72
DF-A	1.07	0.48	0.59	0.19	0.88
DF-B	1.13	0.48	0.65	0.19	0.94
Edo de México, ININ	1.21	0.48	0.73	0.19	1.02
Sierra Negra, Puebla	1.58	0.48	1.1	0.19	1.39

Al hacer estas suposiciones (componente terrestre a la dosis idéntica en todos los sitios) se tendría que la componente cósmica aumenta con la altitud y considerando las dos opciones mostradas los valores de la contribución cósmica a la dosis estimada está en el intervalo entre 0.43 y 1.39 mSv/año. El límite inferior está dentro del intervalo reportado en la Tabla 1.2 pero el límite superior (1.39 mSv/año) rebasa el reportado (1.0 mSv/año) lo que nos lleva a pensar que el valor de la contribución terrestre a la dosis en el sitio Sierra Negra, Puebla sea mayor al reportado para Princeton, USA y cercano al promedio mundial reportado.

Una medición más apropiada y completa que permitiera conocer con mayor precisión la dosis en los sitios estudiados está fuera del alcance de esta tesis ya que sería necesario comprobar la abundancia de los elementos radiactivos presentes en el suelo de cada sitio así como el espectro de energías de la radiación secundaria de origen cósmico. Adicionalmente sería conveniente usar varios tipos de detectores que proporcionaran información sobre las distintas partículas incidentes y sus energías.

CAPÍTULO 4

CONCLUSIONES

Se midió la dosis de radiación ambiental a distintas altitudes mediante el uso de dosímetros termoluminiscentes. Se investigaron 5 sitios, Veracruz, Veracruz a nivel del mar, Ciudad de México Sur y Ciudad de México Poniente a 2240 msnm, el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares localizado en La Marquesa, Edo. De México a 3000 msnm y el volcán Sierra Negra, Edo. De Puebla, a 4100 msnm.

Los valores de la dosis equivalente en aire obtenidos en este trabajo fueron iguales dentro de las incertidumbres para todos los dosímetros expuestos, independientemente del espesor y tipo de contenedor utilizado.

Los valores de la dosis equivalente en aire encontrados están entre 0.34 ± 0.04 y 0.59 ± 0.07 mSv para un periodo de 136 días de exposición. El valor de la dosis aumenta con la altitud.

Los valores estimados de la dosis equivalente anual en los sitios investigados están entre 0.91 y 1.58 mSv/año.

Los valores estimados de tasa de dosis equivalente a partir de las medidas de este trabajo están entre 104.2 y 180.8 nSv/h, en concordancia con el intervalo obtenido para México en [1] que reporta un valor promedio de 88.3 nGy/h y un intervalo de valores entre 23 y 184 nGy/h, como ya se mencionó anteriormente.

Mediante el ejercicio mostrado en la Tabla 3.8 se obtuvieron estimaciones de la contribución a las dosis medidas debidas a la radiación cósmica al utilizar valores reportados para la contribución de origen terrestre dados por el valor promedio mundial y un valor para Princeton en USA.

APÉNDICE A

Factores de corrección individual por reproducibilidad de la respuesta de los dosímetros TL.

Como se discutió en la sección 2.3, el lote de dosímetros se irradió 3 veces a una dosis de 200 mGy con gammas emitidas de una fuente de ^{60}Co , seguida de la lectura de la señal TL. Posteriormente se realizó una deconvolución para encontrar la respuesta TL del pico 5. En la tabla A.1 se muestran los valores de la respuesta TL del pico 5 correspondiente a cada irradiación y su factor de corrección individual. La incertidumbre relativa de la respuesta TL es igual al 5.1 %.

Tabla A.1 Factores de corrección individual para cada dosímetro.

Dosímetro	Respuesta TL Pico 5 a	Respuesta TL Pico 5 b	Respuesta TL Pico 5 c	C_i
1	3995027.2	3983773	3959288.5	0.94
2	3869075	3758711.2	4104696.5	0.96
3	3871734.2	3959451.5	3699357.7	0.98
4	3700004.2	3917682.2	3894867.5	0.98
5	3944989	3854432.5	3564641	0.96
6	3826539.7	3603735.2	3708208.5	1.01
7	3904708.5	3688555.7	3092521.7	1.07
8	4179720	3700546	4104973	0.94
9	3812605	3876224	3798486.7	0.98
10	3911945.7	3770098.7	4155365.2	0.95
11	3923844	4048847.5	4239156.5	0.92
12	3859802.7	3745782.5	3337599	1.03
13	3513784.2	4075474.7	3622263	1.01
14	3559676	3875478.5	3959029.2	0.99
15	3817318.7	3829506.5	3772205	0.99

Dosímetro	Respuesta TL Pico 5 a	Respuesta TL Pico 5 b	Respuesta TL Pico 5 c	C _i
16	4171958	3577313	3633921	0.99
17	3576151.7	3364261.2	3652684.2	1.06
18	3798066.5	3795560.2	3605329.5	1.01
19	3997360.7	3515591.2	3734620.5	1.01
20	3606784	3712479.7	3965549.5	1.00
21	4026561.5	3596697.2	3550855.2	1.01
22	3367442.2	3629636.5	3928442.2	1.03
23	3892089	3627831.5	3856901	0.99
24	3294747	3560147.7	4048805.2	1.04
25	3358048.2	4269160.5	4145540.7	0.97
26	3482781	3339675	3727004.5	1.07
27	3847114.2	3096799.7	3791175	1.06
28	3574751.5	2899823.5	3674126.5	1.04
29	3659233.5	3124820.2	3397912	1.11
30	3481832.5	4033798.2	2866001.5	1.00
31	3619856.5	3675323.5	3904001.7	1.01
32	3249031.7	4453368.5	4251319.5	0.96
33	3240268.5	4090145	4060357.2	1.00
34	3464437.5	3846192	4338190.5	0.97
35	3651761	3416798.5	3670787.7	1.05
36	3687555	4055734.7	3909685	0.97
37	3603563.7	3456964.2	3384452.7	1.08
38	3403789	3376529.2	3543002.7	1.09
39	3434107	3909737.5	3894159.7	1.01

Dosímetro	Respuesta TL Pico 5 a	Respuesta TL Pico 5 b	Respuesta TL Pico 5 c	C _i
40	3577248	3765163.7	3753744.7	1.02
41	3535326	3548657.2	4004611.7	1.02
42	3445819	4210356.5	4225547.5	0.96
43	3557184.5	3851603.7	3965104	0.99
44	3999649	3791011.2	4169852.2	0.94
45	3502597	3901854	3934486.2	1.00
46	3668370	3518455.2	3674847.2	1.04
47	4027693	3343207.2	3811382	1.01
48	3793970.5	3131111	3443495.2	1.09
49	3283626.2	3318724.7	3590889.2	1.11
50	3791215.2	4130180.7	3995011.5	0.95
51	3270666.5	3866260.7	3885716.5	1.03
52	3232047.7	4007798.7	3569284.7	1.05
53	3970643.5	3940701.7	3756578.5	0.97
54	3738720.5	3569090	3929711.7	1.00
55	3917868.5	3707174.2	3753675	0.99
56	3371534.5	3386434.5	3803951.5	1.07
57	3936729	3329998.5	3429690.5	1.06
58	3952794	3178607.2	3569466.2	1.06
59	4112957.2	3668812.7	3679112.7	0.99
60	3618147.2	3784770.5	3943079.5	0.99
61	3714793.2	3918080.2	3895418.5	0.98
62	3663231.2	4004579.5	4207274	0.95
63	3934432.2	3974401.2	3967524.5	0.95

Dosímetro	Respuesta TL Pico 5 a	Respuesta TL Pico 5 b	Respuesta TL Pico 5 c	C _i
64	4032436	3754824	4041991.2	0.95
65	4008379.7	3935226.7	3687860.2	0.97
66	3930153	4092608.7	3710788.7	0.96
67	3701448	3553421.5	3516489.7	1.05
68	3952893	3831274.2	3621046.2	0.99
69	4184520.5	3105496.5	3783650.2	1.03
70	4262432.5	3647241	3938669.7	0.95
71	3897446.5	3913338.7	4146942.5	0.94
72	3653035.2	3907490	3966855.5	0.98
73	4005385.7	3953228.5	3569273	0.98
74	3821056.5	3729631	3706982.5	1.00
75	3613213.2	3413095.2	3814178.5	1.04
76	3581887.2	3491393.5	3917028.5	1.03
77	3503456	3261778.5	3295377	1.12
78	3683038.2	3601484.5	3790834.5	1.02
79	3890812.2	3578716.2	3965854.7	0.99
80	3712823.2	4383809	4164342.5	0.96
81	3596543.2	4095816.5	3979373.7	0.97
82	4068090.2	3293456	3945375.2	1.00
83	3526020.2	3868230	3824663.7	1.01
84	3896839.7	4045707.2	3716138.5	0.97
85	3780398.5	3638420	3679106.7	1.02
86	3358436.2	3427154.5	3489297	1.10
87	4137608.2	3689740	3732266	0.98

Dosímetro	Respuesta TL Pico 5 a	Respuesta TL Pico 5 b	Respuesta TL Pico 5 c	C _i
88	4165614	3789136.7	3686968.7	0.97
89	3520014.2	3742524	3858737.7	1.01
90	3783902.7	3403632.7	3578829	1.05
91	4528750	3698516.2	3881237.5	0.94
92	3358543.7	3921777.7	3731135	1.03
93	3723713.2	3896925.2	3868598	0.98
94	3905602.2	4240995.5	3747846.2	0.99
95	3721708.7	3541113.2	3766788.5	1.02
96	4204005.5	3488323.5	3639510.5	1.00
97	3905283.7	3788572.5	3754031	0.98
98	3946965.2	3553328.7	3664382.7	1.01
99	3927803.2	3540359.5	3584308.5	1.02
100	4297205.5	3697033.7	3970866.2	0.94
101	2850892.7	2863403.5	2940352.5	1.30
102	3789407.5	3548124.5	3615221.2	1.03
103	4159087.5	3883224	3903597.5	0.96
104	3490918.5	3246788.7	3478683	1.10
105	3495104.5	3819682.5	3835584.5	1.01
106	4201094.5	3604829	3827999	0.97
107	4201094.5	3812665.2	3950379.2	0.97
108	3796678.5	3749408.7	3546120.2	1.02
109	3348221	3346944.7	3508271	1.10
110	3853917.5	4048564.7	3792013.5	0.96
111	3444155.1	4004247	3797660.2	1.01

Dosímetro	Respuesta TL Pico 5 a	Respuesta TL Pico 5 b	Respuesta TL Pico 5 c	C _i
112	4428747	3828215.2	4004169.5	0.96
113	3836233.7	4207202.5	3749528.5	0.96
114	4354327.5	3874296.5	3718330.5	0.95
115	3619767.7	3818594.5	3951638.7	0.99
116	4019393.2	3741155.5	3654706.2	0.99
117	4066489	4072898	4330966.5	0.90
118	3678552.2	3740030.5	3633889.7	1.02
119	3576501.2	3740025.2	4296741	0.98

REFERENCIAS

1. UNSCEAR 2000 REPORT Vol. I, "SOURCES AND EFFECTS OF IONIZING RADIATION", United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Annex B: Exposures from natural radiation sources, retrieved 2011-6-29
2. Attix F. H. "Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry". John Wiley & Sons, New York, 1986.
3. G. W. C. Kaye, T. H. Laby. "Tables of Physical and Chemical constants and some Mathematical Functions" now prepared under the direction of an editorial committee. Editorial Longman, London and New York. 1973, 14th Edition
4. Beiser A. "Conceptos de Física Moderna 2da. Edición". Editorial Mc Graw-Hill. 1988
5. Ávila Aguirre O.L., "Depósito de Energía en LiF ante Irradiación con Partículas Cargadas Pesadas y su Relación con la Respuesta Termoluminiscente del Material", Tesis de Doctorado en Ciencias, CICESE, 2000.
6. http://fisica.ciens.ucv.ve/postfismed/frd_ol.html
7. Massillon Jacques-Louis G., "Eficiencia Termoluminiscente y Curva de Brillo de LiF: Mg, Ti Expuesto a Iones de Energía Intermedia"
8. Turner J. E., "Atoms, Radiation and radiation protection". Second edition. Ed. Wiley-Interscience., New York, 1995
9. UNSCEAR 2008 REPORT, Vol. I, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, "SOURCES AND EFFECTS OF IONIZING RADIATION", JAPAN, page 8
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2010/siryo59/siryo1.pdf>
retrieved 2011-6-29
10. Princeton.edu "Background radiation" retrieved 2011-6-29
11. Zarate A., "Medición de la Radiación Ambiental gamma en el D.F. utilizando Dosímetros Termoluminiscentes", Tesis de Licenciatura en Física, UNAM, 1994
12. http://resources.yesican-science.ca/trek/radiation/final/index_natural_par.html
13. McKeever S. W. S. "Thermoluminescence of Solids". Cambridge University Press, Cambridge, 1985.
14. McKinlay A. F. "Thermoluminescence Dosimetry", Adam Hilger Ltd, Bristol UK, 1981.

15. Moscovitch M. et al., "LiF thermoluminescence dosimetry via computerized first order kinetics glow curve analysis", *Radiation Protection Dosimetry*, 6, 157-159, 1983.
16. Zoetelief, H. W. Julios and P Christensen. Recommendation for Patient Dosimetry in Diagnostic Radiology using TLD, EUR 19604, European Communities, Luxembourg, 2000.
17. Furetta C. "Handbook of Thermoluminescence", World Scientific Publishing Company, 2003, p. 124- 145.
18. "Applied Thermoluminescence Dosimetry", Lectures of a Course Held at the Joint Research Centre, Ispra, Italy. Eds. M Oberhofer and A. Scharmann, 1981. Published for the Commission of the European Communities.
19. Mayles W.P.M, et al. Treatment verification and in vivo Dosimetry, In: Williams J.R. and Thwaites D.I., Editors. *Radiotherapy Physics in Practice*. Oxford: Oxford University Press, 1993, Chapter 11, p 226.
20. <http://www.buenastareas.com/ensayos/Caracteristicas-De-Un-Vaso-De-Unicel/2163415.html>
21. Podgorsak E.B., Moran P.R. and Cameron J.R., "Interpretation of resolved glow curve shapes in LiF:Mg,Ti (TLD-100) from 100 K to 500 K", *Proc. 3rd Int. Conf. On Luminescence Dosimetry*, Riso Report 249, AEC, Riso, Denmark. 1, 1971.
22. Thermo-Fisher Scientific, <http://www.thermo.com/rmp>