



INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL



**CENTRO DE INVESTIGACIÓN EN CIENCIA
APLICADA Y TECNOLOGÍA AVANZADA
UNIDAD LEGARIA**



**DISEÑO DE UN SISTEMA PARA DOSIMETRÍA DE
NEUTRONES EN LINACS**

**TESIS PARA OBTENER EL GRADO DE
DOCTOR EN TECNOLOGÍA AVANZADA**

PRESENTADA POR:

M.T.A. PABLO VICTOR CERON RAMIREZ

DIRECTORES DE TESIS:

DR. JOSÉ ANTONIO IRÁN DÍAZ GÓNGORA

DRA. LYDIA CONCEPCIÓN PAREDES GUTIERREZ

DICIEMBRE DEL 2015



INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL SECRETARÍA DE INVESTIGACIÓN Y POSGRADO

ACTA DE REVISIÓN DE TESIS

En la Ciudad de México, D.F. siendo las 14:00 horas del día 4 del mes de Diciembre del 2015 se reunieron los miembros de la Comisión Revisora de la Tesis, designada por el Colegio de Profesores de Estudios de Posgrado e Investigación de CICATA-LEGARIA para examinar la tesis titulada: Diseño de un sistema para dosimetría de neutrones en LINACs

Presentada por el alumno:

Cerón Ramírez Pablo Víctor
Apellido paterno Apellido materno Nombre(s)

Con registro:

A	1	2	0	4	7	1
---	---	---	---	---	---	---

aspirante de: Doctorado en Tecnología Avanzada

Después de intercambiar opiniones los miembros de la Comisión manifestaron **APROBAR LA TESIS**, en virtud de que satisface los requisitos señalados por las disposiciones reglamentarias vigentes.

LA COMISIÓN REVISORA

Directores de tesis

Dra. Lydia Concepción Paredes Gutiérrez

Dr. José Antonio Irán Díaz Góngora

Dr. Teodoro Rivera Montalvo

Dr. Héctor René Vega Carrillo

Dr. José Guzmán Mendoza

PRESIDENTE DEL COLEGIO DE PROFESORES

Dr. José Antonio Calderón Arenas



CICATA - I.P.N. U. LEGARIA
Centro de Investigación en Ciencia
Aplicada y Tecnología Avanzada
del Instituto Politécnico Nacional



INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL
SECRETARÍA DE INVESTIGACIÓN Y POSGRADO

CARTA CESIÓN DE DERECHOS

En la Ciudad de México, D.F. el día 4 del mes Diciembre del año 2015, el (la) que suscribe Pablo Víctor Cerón Ramírez alumno (a) del Programa de Doctorado en Tecnología Avanzada con número de registro A120471, adscrito a CICATA-Legaria, manifiesta que es autor (a) intelectual del presente trabajo de Tesis bajo la dirección de la Dra. Lydia Paredes Gutiérrez y el Dr. José Antonio Irán Díaz Góngora y cede los derechos del trabajo intitulado Diseño de un sistema para dosimetría de neutrones en LINACs, al Instituto Politécnico Nacional para su difusión, con fines académicos y de investigación.

Los usuarios de la información no deben reproducir el contenido textual, gráficas o datos del trabajo sin el permiso expreso del autor y/o director del trabajo. Este puede ser obtenido escribiendo a la siguiente dirección victceronr@hotmail.com. Si el permiso se otorga, el usuario deberá dar el agradecimiento correspondiente y citar la fuente del mismo.

Pablo Víctor Cerón Ramírez
Nombre y firma

Contenido	
Capítulo 1 . Introducción.....	8
Capítulo 2 . Objetivos y metodología.....	10
2.1 Justificación	10
2.2 Objetivo general.....	11
2.3 Objetivos particulares	11
2.4 Alcance	12
2.4 Metodología.....	12
Capítulo 3 . Marco teórico.....	13
3.1 Radioterapia (RT)	13
3.2 Acelerador lineal de electrones para RT.....	13
3.2.1 Descripción de un LINAC.....	13
3.2.2 Principio del funcionamiento de los aceleradores lineales	15
3.3 Radiación en torno al acelerador lineal.	17
3.3.1 Producción de neutrones en un acelerador lineal y sala de RT.....	17
3.3.2 Fotodesintegración	17
3.3.3 Sección eficaz fotonuclear.....	18
3.4 Blindaje en salas de RT	18
3.4.1 Barreras primarias y secundarias	18
3.4.2 Laberintos.....	19
3.5 Dosimetría de la radiación y cantidades en radioprotección	20
3.5.1 Cantidades físicas	21
3.5.2 Cantidades de protección.....	22
3.5.3 Cantidades operacionales	22
3.5.4 Fluencia (Φ).....	22
3.5.5 Dosis absorbida (D).....	22
3.5.6 Dosis equivalente (H)	23
3.5.7 Dosis equivalente ambiental $H^*(d)$	23
3.6 Detección de neutrones.....	23
3.6.1 Consideraciones en la detección de neutrones.....	23
3.6.2 La reacción del ${}^6\text{Li}(n,\alpha)$	24
3.6.3 Monitoreo de neutrones	25
3.6.4 Espectro de neutrones.....	25

3.6.5	Los espectrómetros de neutrones.....	26
3.6.6	Medición de H*(10)	27
3.7	Técnicas de dosimetría de neutrones en linacs	27
3.7.1	Dosimetría termoluminiscente.....	27
3.7.2	Métodos analíticos.....	29
3.7.3	El método Monte Carlo	32
Capítulo 4 .	Materiales y métodos	35
4.1	Construcción de los detector de neutrones	35
4.2	Respuesta de los TLDs	37
4.3	Irradiación de los detectores con la fuente de ²³⁹ PuBe	38
4.4	Factor de calibración para la fuente de ²³⁹ PuBe	39
4.5	Factor de calibración para el puerto de haces radiales (reactor TRIGA Mark III)	39
4.6	Mediciones de H*(10) entorno al LINAC de 18MV.....	40
4.7	Simulación y cálculos Monte Carlo (MCNPX).....	42
4.7.1	Respuesta del moderador con respecto a la profundidad.....	42
4.7.2	Modelo del cabezal del linac	46
Capítulo 5 .	Resultados.....	50
5.1	Respuesta de los TLDs	50
5.2	Respuesta de los detectores debido a la fuente ²³⁹ PuBe	51
5.3	Factores de calibración	51
5.4	Respuesta de los detectores y H*(10) alrededor del LINAC.....	52
5.5	Resultados de los métodos de cálculo.	55
5.7	Respuesta del moderador con respecto a la profundidad.....	57
5.8	Emisión de fotoneutrones por el cabezal	57
5.9	Diseño de la puerta de la sala de RT.....	59
Capítulo 6 .	Discusión	61
Capítulo 7 .	Conclusiones.....	62
REFERENCIAS	63

DISEÑO DE UN SISTEMA PARA DOSIMETRIA DE NEUTRONES EN LINACs

Resumen

La contaminación de neutrones alrededor de LINACs de uso médico que trabajan por encima de los 10 MV es un fenómeno ya conocido que influye en el diseño, construcción y medición de la radiación en sus instalaciones. Para esto, actualmente se cuenta con varios sistemas de detección de neutrones, tales como contadores proporcionales basados en BF_3 , He_3 y espectrómetros de esferas Bonner de polietileno de alta densidad. Sin embargo, el costo y la complejidad de la implementación de dichos sistemas los hace poco asequibles para fines dosimétricos en distintos ambientes (por ejemplo el hospitalario). Por estas razones se propone un sistema de detección de neutrones compuesto por varias esferas de parafina (arreglo 4π) como medio moderador con varios pares de dosímetros termoluminiscentes TLD 600/TLD 700 en su centro. Su respuesta fue caracterizada con dos fuentes de referencia (fuente de $^{239}\text{PuBe}$ y puerto de haces radiales del reactor TRIGA Mark III) con el propósito de evaluar el blindaje de neutrones (puerta de la sala) y realizar un estudio dosimétrico de área en una sala de radioterapia con LINAC de 18 MV. Para esto se colocaron las esferas en distintos puntos de interés (isocentro, a 1 m del cabezal, inicio y fin del laberinto y fuera de la sala de RT) y con distinta configuración del acelerador tal como rotación del gantry y tamaño de campo. Para validar las mediciones se desarrolló un modelo del cabezal mediante el código MCNPX, también se incluyó un estudio de dosis a profundidad en el eje de irradiación de una esfera de parafina mediante el mismo código.

Abstract

Neutron contamination around 18 MV medical linac is a phenomenon already known to influence the design, construction and measurement of radiation in their facilities. For this, there are several neutron detection systems, such as BF₃ proportional counters based, He₃ and Bonner sphere spectrometers of high density polyethylene. However, the cost and complexity of implementing such systems there are not affordable for dosimetry purposes in different environments (eg hospital). For these reasons a system of detecting neutrons comprising various spheres of paraffin as moderator medium with several pairs of thermoluminescent dosimeters TLD 600/700 TLD at its center is proposed. His response was characterized with two reference sources (source ²³⁹PuBe and port radial beams reactor TRIGA Mark III) in order to evaluate the neutron shielding (room door) and perform a dosimetric study area in a room LINAC radiotherapy with 18 MV. For this spheres were placed in various points of interest (isocenter, 1 m head, start and end of the maze and out of the room RT) with different throttle settings such as gantry rotation and field size. To validate the measurements a model of the linac head was developed by MCNPX code, a depth dose study was also included in the axis of irradiation of a sphere of paraffin by the same code.

INTRODUCCIÓN

La medición de la radiación secundaria (neutrones) producida alrededor de aceleradores lineales (linacs) es una tarea necesaria debido a que cada instalación presenta diferente geometría, materiales y composición aún entre equipos del mismo tipo [Ghasemi *et. al.*, 2015]. Con el incremento del uso de los linacs que operan con voltajes aceleradores mayores a los 10 MV está creciendo la demanda de mediciones dosimétricas precisas en salas de radioterapia [Esposito *et. al.*, 2008], ya que se produce una contaminación de fotoneutrones en el campo de tratamiento y en la sala. Este tipo de radiación se puede generar con voltajes aceleradores menores pero el rendimiento no es significativo hasta que la energía incidente es mayor a los 10 MeV [NCRP, 2005].

Los fotoneutrones se generan cuando el linac produce rayos X por bremsstrahlung para generar el campo de tratamiento. Los fotones de alta energía inciden sobre los distintos componentes del cabezal (blanco, filtro de aplanado y colimador) de Z alto como tungsteno, si la energía sobrepasa el umbral (8 MeV en promedio) se generan reacciones fotonucleares, produciéndose fotoneutrones a través de un fenómeno conocido como resonancia gigante dipolar [Chu *et. al.*, 2011].

Los neutrones inciden en el instrumental, en la sala y en el paciente, generándose así un problema en protección radiológica. El espectro de energía de esta radiación presenta picos entre los 100 KeV y 1 MeV, estos neutrones son muy efectivos para dañar el tejido ya que presentan un factor de peso de la radiación de $W_R=20$ que es el máximo en el cálculo de dosis equivalente y dosis equivalente efectiva [Ma *et. al.*, 2008] lo cual induce una dosis adicional no deseada a tejidos sanos.

Se han realizado trabajos extensos sobre la producción y distribución de los fotoneutrones alrededor de linacs de alta energía. Los métodos revisados en este trabajo se basa en

mediciones con detectores pasivos y simulación Monte Carlo. En lo que se refiere a este método computacional existen estudios en los cuales el cabezal se modela con una geometría simple (un cascarón esférico de tungsteno con una abertura cónica) [Vega-Carrillo; Baltazar-Raigosa, 2010a], otros trabajos en los cuales se construyen con los materiales y dimensiones de los componentes principales del cabezal [Ma *et. al.*, 2008] y en los que se comparan ambos modelos [Ghiasi, Mesbahi, 2010], los autores concluyen que el modelo con varios componentes describe con mayor exactitud los fotoneutrones producidos ya que se puede estudiar cada parte por separado y variar el tamaño de campo . Publicaciones más recientes se apoyan en mediciones y en la aplicación del método Monte Carlo. En el trabajo de Alem-Bezoubiri *et. al.*, 2014 construyeron un modelo geométrico detallado de un cabezal de un Varian Clinac 2100C. La producción de fotoneutrones la obtuvieron mediante la función de neutrones de evaporación y de acción directa [Tosi *et. al.*, 1991], el término fuente lo calcularon mediante la ecuación de McCall y la fluencia se determinó experimentalmente mediante el detector de trazas nucleares CR-39. Otro trabajo reciente [Nadaie *et. al.*, 2014] explica el uso de la técnica de pares de dosímetros termoluminiscentes TLD 600/700 para encontrar la dosis debido a neutrones bajo el campo producido por el Varian Clinac 2100C y el linac Elekta Precise. Las mediciones en ese estudio las hicieron en un fantoma de perspex en el eje central del campo de fotones, también se generó un modelo de los dos cabezales mediante el código MCNPX y los autores concluyeron que los TLDs no son útiles para medir la dosis debido a neutrones bajo estas condiciones. Por el contrario con el método Monte Carlo lograron buenas estimaciones con una incertidumbre <2%. También existe un interés particular en desarrollar e implementar detectores de neutrones, en el trabajo de Vega-Carrillo *et. al.*, 2014b describieron el desempeño de un detector construido con pares de TLD 600/700 y un moderador cilíndrico de polietileno. Este detector se empleó para medir la dosis equivalente ambiental en las instalaciones de un linac de 15 MV y un reactor TRIGA Mark III. Un tema importante a considerar es el diseño y evaluación de las instalaciones donde se instalan los linacs. En el reporte No. 151 de la NCRP del 2005 se muestran métodos analíticos en los cuales se relacionan las dimensiones de la sala con: la dosis equivalente en la puerta, el término fuente y la fluencia de neutrones en la entrada del laberinto. Dados los

antecedentes mencionados se puede afirmar que la producción de fotoneutrones y su distribución en instalaciones con linacs sigue siendo un tema de interés y que existen diversas técnicas para su evaluación. En este estudio se propone usar varias técnicas bien conocidas y emplearlas como métodos complementarios para obtener cantidades relevantes en el diseño y protección radiológica de una sala de radioterapia con un linac de 18 MeV. Este trabajo se basa en la dosimetría termoluminiscente, los métodos analíticos y la simulación Monte Carlo (MCNPX), también se muestra el desempeño de los detectores en 3 diferentes puntos de la sala y simulación en MCNPX para el detector y el cabezal de un acelerador Varian Novalis TX empleando librerías de sección eficaz fotonuclear.

Capítulo 2 . Objetivos y metodología

OBJETIVOS Y METODOLOGÍA

2.1 Justificación

Cerca del 60% de los pacientes con cáncer son tratados con radioterapia (RT) mediante aceleradores lineales de electrones (linacs) de uso médico. En la práctica clínica se requieren linacs de alta energía (tensiones >10 MV) debido a las dimensiones del paciente y a la profundidad de los tumores a tratar. Son bien conocidos los beneficios del uso de las radiaciones ionizantes mediante estos equipos, sin embargo, existe una componente adicional al campo de tratamiento la cual consiste en la producción de fotoneutrones, los cuales contribuyen a una dosis adicional no planeada para el paciente, el personal ocupacionalmente expuesto (POE) y el público en general. El control de la dosis debido a la radiación secundaria (fotones y neutrones) que reciben el POE y el público se realiza mediante una barrera física conocida como blindaje. Existen métodos bien establecidos para el diseño del blindaje de acuerdo a la normatividad vigente, sin embargo existe una tarea pendiente que es la evaluación de la instalación mediante mediciones. Es por esto que se propone el diseño y construcción de un sistema que permita realizar mediciones de dosis debido a neutrones para medir su producción y evaluar el blindaje de los mismos. Algunos detalles importantes se mencionan a continuación:

- El campo de tratamiento de fotones y electrones está bien caracterizado y monitoreado por pruebas de calidad, sin embargo la producción de neutrones y su dispersión en la sala normalmente no es evaluada posterior al diseño de la misma.

- Los neutrones inducen una dosis adicional no deseada a tejidos sanos ya presentan un factor de peso de la radiación (W_R) dependiendo de su energía en el intervalo $5 \leq W_R \leq 20$ que es el máximo en el cálculo de dosis equivalente y dosis equivalente efectiva.
- Es necesario desarrollar un método o equipo que mida la componente de neutrones producida por el acelerador y la dispersada en la sala, especialmente en la puerta ya que este dato permitirá evaluar el blindaje en este punto.
- Desde hace años existe un particular interés por parte de las organizaciones internacionales ICRP, NCRP, ICRU y IAEA en la optimización de la radioprotección de pacientes y personal ocupacionalmente expuesto en la contaminación en la sala debido a neutrones.
- No existe en la normativa un método estándar para medir los neutrones dentro de una sala de RT por lo que es un campo abierto a la investigación.

2.2 Objetivo general

Realizar mediciones de dosis equivalente ambiental $H^*(10)$ debido a neutrones (fotoneutrones) en una sala de radioterapia con LINAC de 18 MV, para evaluar el blindaje en la puerta de la sala.

2.3 Objetivos particulares

- Diseñar y construir un monitor de radiación para medir la componente de neutrones de un campo de radiación mixto entorno a un acelerador lineal de electrones de 18 MV para aplicaciones de dosimetría y protección radiológica.
- Comparar las mediciones obtenidas con cálculos MCNPX, métodos analíticos y datos en la literatura para equipos similares.
- Implementar un sistema de dosimetría de neutrones de uso rutinario que no necesite de una capacitación especial del personal de física médica o dosimetría con materiales accesibles para elaborar un protocolo dosimétrico.

2.4 Alcance

Los siguientes puntos definen el alcance, la aplicación y el enfoque del trabajo realizado en este estudio:

- El sistema de medición está caracterizado para 2 fuentes de neutrones, la de $^{239}\text{PuBe}$ y para el tubo de haces radiales del reactor TRIGA Mark III. Si se desea realizar mediciones para otra fuente es necesaria una nueva caracterización.
- Por medio de las mediciones con los detectores no se realiza espectrometría de neutrones o estimación de fluencia debido al uso de una fuente de referencia con una $\text{H}^*(10)$ conocida, sin embargo los cálculos Monte Carlo pueden mostrar esta información.
- Está enfocado a la dosimetría de área y al POE. La dosimetría en paciente o los efectos biológicos de los neutrones no se toman en cuenta.

2.4 Metodología

A grandes rasgos la metodología empleada en este trabajo fue la siguiente:

- Revisión bibliográfica de los principios físicos de la producción de neutrones en linacs, normatividad y reportes de organismos internacionales (ICRU, NCRP y IAEA).
- Medición de la dosis equivalente ambiental ($\text{H}^*(10)$) debido a neutrones en puntos importantes de una sala de RT con un linac de 18 MV.
- Uso de métodos analíticos (fórmulas) para encontrar cantidades dosimétricas relevantes en dosimetría de neutrones.
- Emplear cálculos mediante el MCNPX para validar las mediciones realizadas.
- Evaluación del blindaje de neutrones de la instalación (dosis equivalente en la puerta).

MARCO TEÓRICO

3.1 Radioterapia (RT)

La radioterapia es la especialidad médica que aborda el uso terapéutico de las radiaciones ionizantes con el objetivo de suministrar una dosis elevada adecuada a un volumen tumoral y una dosis aceptablemente pequeña a los tejidos circundantes con finalidad radical o curativa. [Ortega, 1996]

Cuando la fuente de irradiación es exterior al paciente, el tratamiento se conoce como radioterapia externa y cuando el material radiactivo presentado como fuente encapsulada se inserta, en general, temporalmente en el paciente, se denomina braquiterapia. El mayor porcentaje de aplicaciones corresponde a equipos de irradiación externa.

El proceso de radioterapia incluye: localización tumoral, simulación del tratamiento, toma de datos anatómicos, colocación de volúmenes blancos a irradiar y órganos críticos, cálculo de dosis, elaboración de protecciones individualizadas, posicionamiento de los haces y ejecución del tratamiento. El equipo más utilizado en RT externa es el acelerador lineal de electrones de uso médico.

3.2 Acelerador lineal de electrones para RT

3.2.1 Descripción de un LINAC

Es un equipo que sirve para suministrar Radioterapia externa, produce haces de electrones y rayos X de alta energía comúnmente en el rango de 4 a 25 MeV [Podgorsak, 2006]. En la **Figura 3-1** se muestran las instalaciones y el acelerador lineal de uso médico.



Figura 3-1 Acelerador lineal Elekta SL (Radiology Oncology Systems)

Los principales módulos y componentes de un acelerador lineal se encuentran en el interior de las instalaciones y en el exterior por protección radiológica. Los principales componentes se presentan en la figura 3.2 y su descripción es la siguiente:

Dentro del recinto:

- Estativo, que contiene al klystron, guía de onda, circulador y sistemas de soporte tales como refrigeración de agua, gas, aire, etc.
- Brazo, donde se encuentra la estructura aceleradora, el cañón de electrones, el sistema magnético de desviación del haz, el cabezal de tratamiento. En algunos equipos también se incorpora un atenuador de la radiación primaria en el extremo opuesto, o un dispositivo que permite la colocación de placas, o una cámara de vídeo para la verificación de los campos de radiación.
- Mesa de tratamiento, para el posicionamiento del paciente.

Fuera del recinto:

- Modulador; contiene los componentes que distribuyen y controlan la potencia primaria a todas las áreas de las máquinas, desde su conexión, y también suministra pulsos de alto voltaje.
- Consola y cajón de tarjetas, es el centro de operaciones del linac. Suministra pulsos de tiempo que inician cada pulso de radiación.

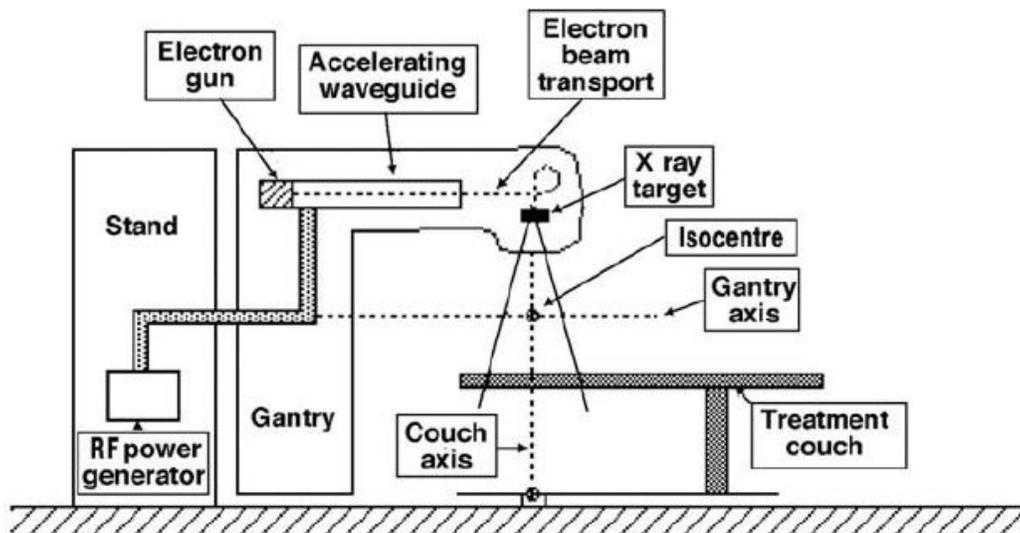


Figura 3-2 Principales componentes de un LINAC de uso médico [Podgorsak 2006].

El funcionamiento, descrito someramente es el siguiente: El “cañón de electrones” (cátodo) suministra electrones al tubo de aceleración en “paquetes” producidos durante pulsos que proceden del modulador el cual, por otra parte, controla la emisión de microondas gobernando el generador de las mismas (klystron o magnetrón) también mediante pulsos eléctricos simultáneos con los que controla la emisión de los electrones. Las microondas, que tienen la finalidad de acelerar los electrones, son conducidas por las guías de ondas hasta el tubo de aceleración, al que llegan sincronizados por ellas los electrones procedentes del cañón. Al finalizar la aceleración, los electrones alcanzan el cabezal de tratamiento, en el cual son desviados mediante un campo magnético que produce una deflexión de 270° . Con ello se hace coincidir a los electrones que se encuentran dentro de una cierta banda de energía, en un foco de no más de 3 mm de diámetro. A continuación se forma el haz tal y como se requiere para el tratamiento, bien sea utilizando los electrones directamente, después de extender y homogeneizar el haz o bien se envía el haz sobre un blanco de elevado número atómico, tungsteno por ejemplo, y así se tienen los rayos x de alta energía. [Ortega, 1996]

3.2.2 Principio del funcionamiento de los aceleradores lineales

En un acelerador lineal (LINAC) las partículas viajan a lo largo de una línea recta, de ahí el adjetivo “lineal”. Un oscilador de radiofrecuencia (RF) suministra un voltaje alterno a una guía de onda, el cual genera diferencias en el potencial eléctrico, acelerando así a la partícula. La partícula y la onda están en movimiento. La energía de la partícula se incrementa gradualmente si está en resonancia con la onda de RF, obteniéndose una aceleración hacia adelante.

En la **Figura 3-3** se presenta un esquema de un acelerador lineal primitivo. Un oscilador de RF genera ondas electromagnéticas, y una diferencia de potencial resultante entre el arreglo de los electrodos tubulares en una cámara de vacío cilíndrica. La fuente de iones emite las partículas que se someterán a aceleración. El potencial de RF cambia con el tiempo de forma sinusoidal de negativo a positivo. También cambia la dirección del campo eléctrico en el interior de los electrodos. Por ejemplo, si la frecuencia es de 3000 MHz, el ciclo se repetirá 1/3000 veces por segundo y el campo eléctrico cambiará su dirección cada 1/6000 seg. Por lo tanto el campo eléctrico en el interior de los electrodos cambiará como se muestra con las flechas de líneas continuas y las flechas de líneas discontinuas. Cada vez que la partícula pasa a través de un electrodo debe encontrar un campo acelerador y no de desaceleración y por lo tanto ganar energía.

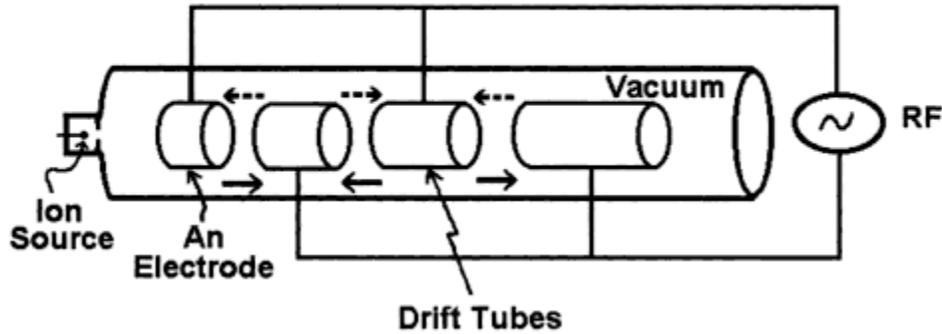


Figura 3-3 Esquema de un acelerador lineal primitivo [Jayaraman y Lanzl , 2004]

Esto se puede lograr haciendo que la longitud de los electrodos sea igual a la distancia recorrida por la partícula durante la mitad de un ciclo. Esta longitud está dada por:

$$L = \frac{1}{2} \frac{v}{f} \quad \text{Ecuación 3. 1}$$

Donde v es la velocidad de la partícula y f es la frecuencia del campo eléctrico. La longitud de los electrodos va haciéndose progresivamente más larga conforme la partícula va siendo más rápida y por lo tanto ganando mayor energía. Si V_g es el voltaje en el electrodo y q es la carga de la partícula, la energía E ganada en cada electrodo es

$$E = qV_g \quad \text{Ecuación 3. 2}$$

Para una partícula de masa m en condiciones no relativistas, debería ser igual a la energía cinética agregada. Esto también muestra que la longitud L_n del n -ésimo electrodo (el cual le corresponde una energía cinética total de $\frac{1}{2}mv^2 = nqV_g$) este dado por

$$L_n = \frac{1}{2f} [2nq(V_g/m)]^{1/2} \quad \text{Ecuación 3. 3}$$

Esta expresión da la condición de resonancia. A energías relativistas, las partículas alcanzan velocidades cercanas a la velocidad de la luz c y por lo tanto la onda de RF y la longitud se

convierten en constantes. Esto es particularmente cierto para una partícula de masa pequeña como el electrón

$$L_n = \frac{c}{2f} = \frac{\lambda}{2}$$

Ecuación 3. 4

Donde λ es la longitud de onda de la RF aplicada.

3.3 Radiación en torno al acelerador lineal.

El campo de radiación en torno de un acelerador lineal de uso médico, es una complicada mezcla de fotones provenientes de las fugas del cabezal, fotones dispersados por el paciente, los colimadores del haz y las paredes del bunker, y fotones generados por los electrones detenidos en cualquier otra parte distinta del blanco. Si la energía del acelerador es suficientemente alta para producir neutrones ($E > 10$ MeV), existirá además una componente neutrónica del campo de radiación. La producción primaria de neutrones se debe a reacciones (γ, n) existiendo una pequeña contribución debida a reacciones (γ, pn) y ($\gamma, 2n$) si la energía así lo permite. La generación directa de neutrones por electrones es inferior en aproximadamente dos órdenes de magnitud.

En el rango de energías estudiado (10 MeV – 25 MeV), la producción de neutrones se origina en un fenómeno de interacción llamado “Resonancia Gigante Fotonuclear” o “Resonancia Gigante”(RG) a secas.

La sección eficaz para la RG se caracteriza por poseer una energía umbral, un rápido crecimiento hasta un pico prominente y un decrecimiento más gradual a energías mayores. Para nucleídos medianos y pesados ($A > 40$) que son los que más interesan en el problema estudiado, por el tipo de materiales constitutivos del blanco y del cabezal del acelerador, el pico ocurre a energías entre los 13 MeV y 18 MeV, en tanto que las energías umbral para la reacción (γ, n) oscilan entre 6 y 13 MeV [Larcher et. al., 2000]

3.3.1 Producción de neutrones en un acelerador lineal y sala de RT

3.3.2 Fotodesintegración

Los fotones de alta energía al interactuar con los núcleos atómicos experimentan un proceso llamado fotodesintegración, que puede ser también utilizado para transformarlos. Dado que el fotón no tiene masa, este suministrar sólo su energía cinética, que debe ser al menos tan grande como la energía de enlace de un neutrón o un protón con el fin de

expulsar de un núcleo blanco. Las reacciones de fotodesintegración son, por lo tanto, endoenergéticas. , Las energías de umbral son del orden de 8-10 MeV o más con la excepción de deuterio y berilio.

3.3.3 Sección eficaz fotonuclear

Las secciones eficaces fotonucleares son muy pequeñas, normalmente en el intervalo millibarn. Como se muestra en la **Figura 3-4** para un objetivo de ^{129}I , la sección transversal de (γ, n) para la mayoría de los materiales es cero por debajo de un umbral de energía, pero luego sube suavemente a través de un pico, conocido como la "resonancia gigante", y luego disminuye. Para el ^{129}I , el pico de la sección transversal está alrededor de 280 mb para fotones de 18 MeV. [Martin, 2006]

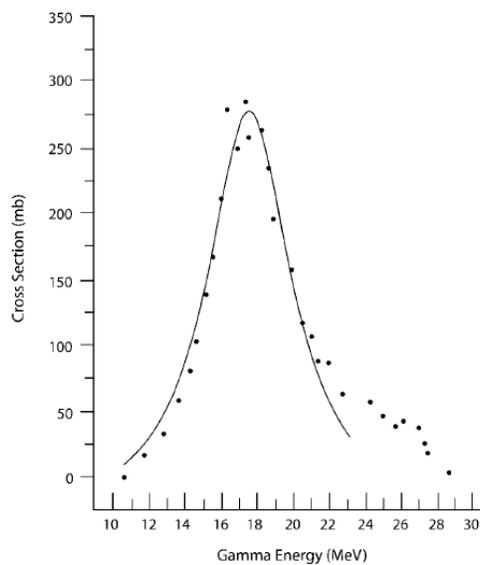


Figura 3-4 Resonancia gigante fotonuclear en el ^{129}I [Martin, 2006]

3.4 Blindaje en salas de RT

3.4.1 Barreras primarias y secundarias

Toda instalación de radioterapia se compone de una barrera de radiación primaria y una barrera de radiación secundaria. La barrera de radiación primaria se localiza en el área donde es posible que el haz de tratamiento incida, por ejemplo las paredes, el piso o el techo. Las barreras primarias son mucho más gruesas que las barreras secundarias, las cuales protegerán al público y personal de la radiación dispersa y la radiación de fuga. Los materiales usados para la construcción del blindaje son por lo general muy densos, tales como el concreto, acero y plomo. El concreto es el material más barato para construir

Tabla 3-1 Energía umbral para la Resonancia Gigante en distintos elementos.

Elemento	Nº atómico	Abundancia isotópica [%]	Energía umbral para (γ,n) [MeV]
Pb	206	25,1	8,08
	207	21,7	6,74
	208	52,3	7,37
Fe	54	5,8	13,40
	56	91,7	11,20
W	182	26,4	8,05
	183	14,4	6,19
	184	30,6	7,41
	186	28,4	5,75

3.5 Dosimetría de la radiación y cantidades en radioprotección

La dosimetría de la radiación se refiere a la medición o cálculo de las cantidades resultantes de la interacción de la radiación ionizante con la materia, así como otras cantidades radiológicas relevantes [Attix, 2004] tales como dosis absorbida, exposición, kerma o dosis equivalente. A menudo se mide una cantidad (usualmente dosis absorbida) y se derivan otras a través de cálculos basados en relaciones previamente establecidas.

El propósito general de la dosimetría es estimar la dosis de radiación en el público y en trabajadores en contacto con la radiación o materiales radiactivos, es decir con propósitos de protección [European Commission, 2006]. La International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) y la International Commission on Radiological Protection (ICRP) han desarrollado una jerarquía de cantidades en radioprotección las cuales se ilustran en la **Figura 3-6**.

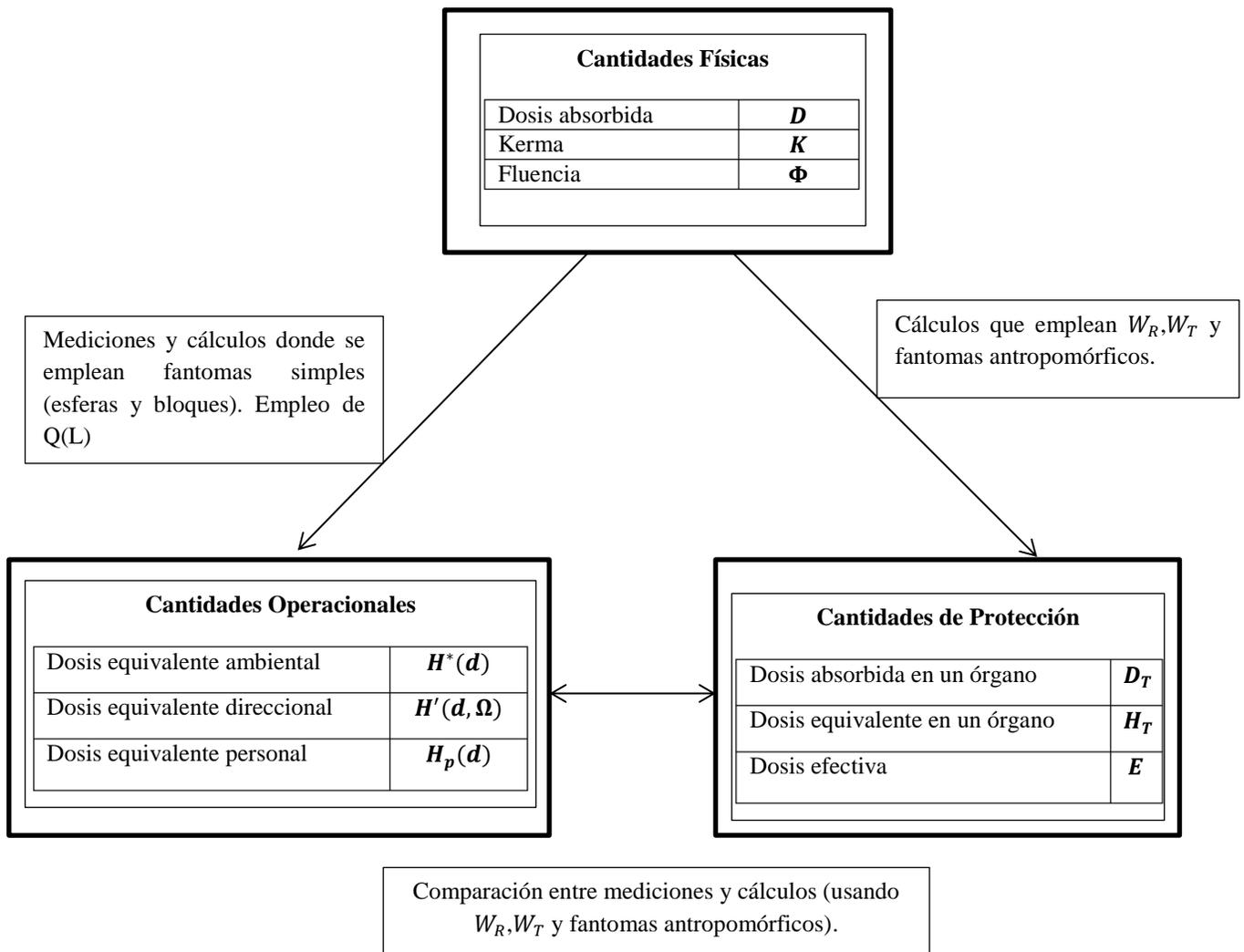


Figura 3-6 Magnitudes dosimétricas [Wernli, 2004; ICRP, 2006]

3.5.1 Cantidades físicas

Son aquellas cuyas unidades se obtienen directamente de estándares o patrones primarios en laboratorios de patrones nacionales y se usan en metrología y dosimetría de la radiación. Se definen sin considerar ningún aspecto específico en radioprotección.

3.5.2 Cantidades de protección

Son cantidades descritas por límites de dosis y el riesgo de exposición a la radiación ionizante. Se toma en cuenta en su definición las propiedades del cuerpo humano como la diferente sensibilidad que presentan varios órganos y tejidos a los distintos tipos de radiación.

3.5.3 Cantidades operacionales

Se emplea para el monitoreo de exposición externa (de área o individual). Estas cantidades usualmente brindan un valor estimado o de límite superior de una cantidad de protección debido a una exposición o una potencial exposición. Las cantidades operacionales son necesarias para el monitoreo de exposición externa porque las cantidades de protección generalmente no son medibles.

En el presente trabajo las cantidades dosimétricas de interés son la dosis absorbida (D), la fluencia (Φ) y la dosis equivalente ambiental $H^*(d)$ las cuales se explican a continuación.

3.5.4 Fluencia (Φ)

Un campo de radiación puede ser descrito por un número promedio de rayos (o partículas) por unidad de área y por unidad de tiempo en cada punto. Si estos rayos pasan por una esfera y la superficie examinada es un círculo de área Δa (un cuarto del área de una esfera), entonces el número de rayos ΔN cruzando en este tiempo Δt y el flujo está dado por

$$\Phi = \frac{\Delta N}{\Delta a \Delta t} \quad \text{Ecuación 3. 5}$$

Integrando con respecto al tiempo se tiene la fluencia

$$\Phi = \frac{\Delta N}{\Delta a} \quad \text{Ecuación 3. 6}$$

3.5.5 Dosis absorbida (D)

Es la cantidad de energía impartida por la radiación ionizante a la masa m de un volumen determinado y está dada por la expresión

$$D = \frac{\Delta E}{\Delta m} \quad \text{Ecuación 3. 7}$$

3.5.6 Dosis equivalente (H)

Es el producto de Q y D en un punto en el tejido, donde D es la dosis absorbida y Q es el factor de calidad en este punto y se representa por la expresión

$$H = QD$$

Ecuación 3. 8

Tiene las mismas unidades de la dosis absorbida pero para distinguirla la unidad de dosis equivalente recibe el nombre de sievert (Sv). El factor de calidad Q se formula para tomar en cuenta la efectividad biológica de distintos tipos de radiación bajo los niveles de exposición en la práctica de la radioprotección.

3.5.7 Dosis equivalente ambiental H*(d)

La dosis equivalente ambiental en un punto dentro de un campo de radiación, es la dosis que podría ser producida por el campo expandido y alineado correspondiente en la esfera ICRU a una profundidad d en el radio opuesto a la dirección del campo alineado. En radiación fuertemente penetrante se usa una profundidad de 10 mm y se denota por H*(10). Las mediciones con H*(10) requieren de que el campo de radiación sea uniforme alrededor del instrumento de medición y que su respuesta sea isotrópica. La esfera ICRU es una esfera de tejido equivalente de 30 cm de diámetro con una densidad de 1 g/cm³ y una masa cuya composición es de 76.2% de oxígeno, 11.1% carbono, 10.1% hidrógeno y 2.6% nitrógeno.

3.6 Detección de neutrones

3.6.1 Consideraciones en la detección de neutrones

Para llevar a cabo la detección de neutrones se deben considerar algunos factores. Primero, la sección eficaz para la reacción que permitirá la detección debe ser lo más grande posible de tal manera que se pueda construir un detector de pequeñas dimensiones. Esto es particularmente importante para detectores que incluyen como volumen blanco un gas. El núcleo del volumen blanco deberá ser un elemento natural de alta abundancia isotópica, o una fuente enriquecida artificialmente que sea relativamente económica. En muchas aplicaciones además de los neutrones, se encuentran campos intensos de rayos γ y la elección de la reacción da la posibilidad de discriminar entre ambas radiaciones en el proceso de detección. Otra consideración importante es el valor Q de la reacción que determina el valor de la energía liberada debida a la captura de los neutrones. Para altos valores Q los productos de la reacción entregan valores grandes de energía y por lo tanto es más fácil discriminar entre ambos tipos de radiación.

Es importante señalar que todas las reacciones comunes utilizadas para detectar neutrones lentos resultan en partículas cargadas (los rayos gamma producidos por la captura neutrónica son usados en algunos detectores especializados, pero estas aplicaciones son relativamente raras).

Los posibles productos de la reacción se enlistan abajo:

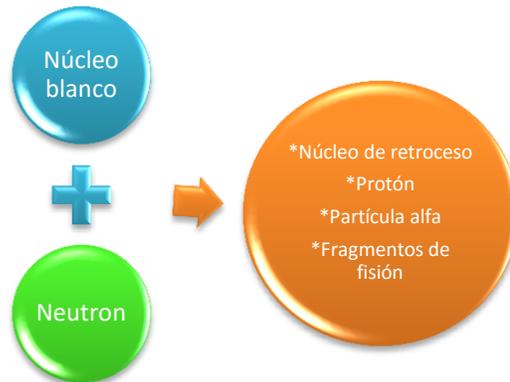


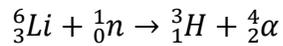
Figura 3-7 Esquema general de las reacciones útiles para detectar neutrones lentos.

Todas las reacciones de conversión son suficientemente exotérmicas y por lo tanto la energía cinética de los productos de reacción está determinada solamente por el valor Q de la reacción y no refleja la pequeña energía del neutrón incidente.

Otro factor importante en el diseño del detector es la distancia recorrida de los productos de reacción después de su formación. Si se captura toda la energía cinética de los productos es necesario construir un volumen que sea capaz de detener estas partículas. Si el detector es un sólido, este requerimiento es logrado fácilmente porque el rango de los productos de reacción en este medio no excede las decenas de milímetro. Si el detector es lo suficientemente grande las pérdidas pueden ser ignoradas y la función de respuesta será muy simple, consistiendo solamente de un pico de energía.

3.6.2 La reacción del ${}^6\text{Li}(n,\alpha)$

Una reacción de importancia en la detección de neutrones lentos es la del litio-6. La reacción en este caso proviene del estado base y se escribe como:



$$\frac{\text{Valor } Q}{4.78 \text{ MeV}}$$

Ecuación 3. 9

El núcleo excitado del litio rápidamente regresa a su estado base con la emisión de un rayo gamma de 0.48 MeV. Se considera que este fotón siempre escapa y no contribuye a la respuesta del detector.

La energía de los productos de reacción ignorando la pequeña energía del neutrón térmico son

$$E_{3H} = 2.73 \text{ MeV} \quad E_{\alpha} = 2.05 \text{ MeV}$$

La dirección de la partícula alfa y la del tritio es opuesta cuando la energía del neutrón incidente es baja.

3.6.3 Monitoreo de neutrones

En el monitoreo de neutrones existen varias tareas principales [NCRP, 1984]:

1. Medición de la fluencia (n cm^{-2}).
2. Medición del espectro de neutrones como función de la energía ($\text{n cm}^{-2} \text{ MeV}^{-1} \text{ s}^{-1}$).
3. Determinación de la respuesta del detector de neutrones a otros tipos de radiación cuando sean usados en campos mixtos.
4. Medición de la dosis equivalente o tasa de dosis equivalente (Sv o Sv s^{-1}).

3.6.4 Espectro de neutrones

El espectro de neutrones es una cantidad física primaria que permite determinar las magnitudes de radioprotección relacionadas con los neutrones [IAEA, 2001]. Este se compone de la distribución diferencial de fluencia $\phi_E(E)$ de neutrones, donde E es la energía de los neutrones.

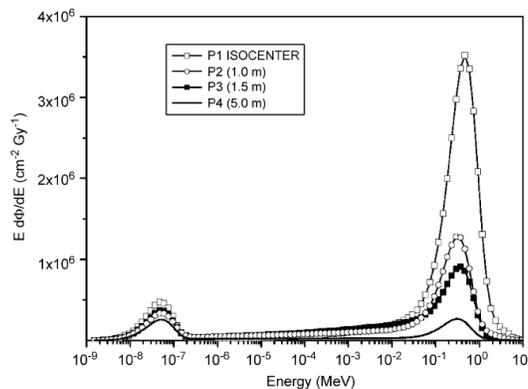


Figura 3-8 Espectro de neutrones en una sala de RT con LINAC de 18 MV

Los espectros encontrados mediante simulación o mediciones también se pueden componer de grupos de fluencias en escalones de energía. Cualquier escalón es descrito por su frontera de menor energía E_i y su frontera de mayor energía E_{i+1} . El grupo de fluencia de la del i -ésima energía del escalón está dada por

$$\varphi_i = \int_{E_i}^{E_{i+1}} dE \Phi_E(E)$$

Ecuación 3. 10

Gráficamente el eje horizontal representa a la energía E en escala logarítmica y el eje vertical se compone de $\phi_E(E)$ está representado en valores de grupo de fluencia dividido por su correspondiente intervalo de letargia $(\ln E_{i+1} - \ln E_i)$ y esta normalizado.

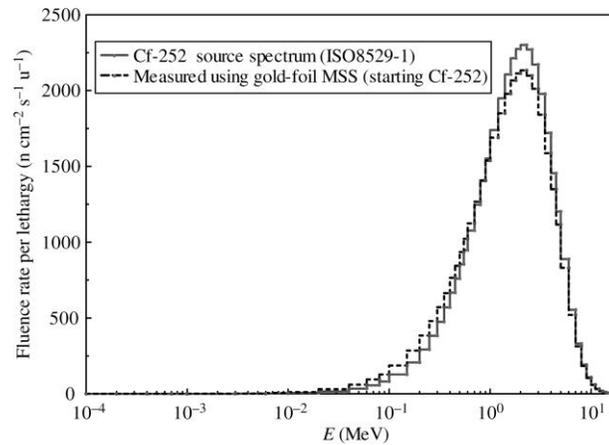


Figura 3- 9 Espectro de neutrones en escalones

3.6.5 Los espectrómetros de neutrones.

Los detectores de neutrones térmicos puede ser utilizados en el interior de una serie de esferas de material hidrogenado (como el polietileno o parafina) de diámetros variables para determinar el espectro de neutrones [NCRP 2005]. Puesto que la cantidad de moderación varía en cada una de estas esferas, es posible calcular el espectro total, tomando todas las respuestas e introducir las en una serie de ecuaciones. Generalmente se requiere un programa de ordenador y un gran número de esferas para realizar medición. Este método se conoce como el método de multiesferas Bonner.

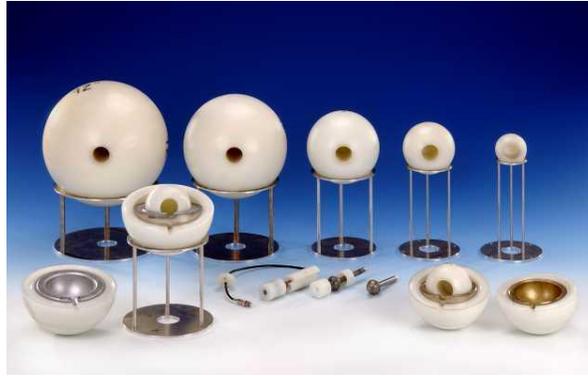


Figura 3-10 Esferas bonner de distintos diámetros (Neutron Spektrometer NEMUS, www.ptb.de)

3.6.6 Medición de $H^*(10)$

El instrumento usado para medir el espectro se describe por su respuesta a la fluencia de neutrones R_ϕ . La lectura M del detector expuesto a un espectro de neutrones en particular se calcula mediante la integral del producto de $R_E(E)$ y $\phi_E(E)$. La cantidad específica a determinar es la dosis equivalente H , la cual se calcula mediante la integral del producto de la fluencia $\phi_E(E)$ y los coeficientes de conversión de fluencia a dosis equivalente $h_\phi(E)$. Las dosis equivalentes de interés son las cantidades operacionales para monitoreo de área $H^*(10)$ y monitoreo personal $H_p(10)$, así como como la dosis efectiva E que es una cantidad de protección [Vega-Carrillo et. al., 2014a].

$$H^*(10)_n = \int_E \Phi_E(E) h_{10}^*(E) dE \quad \text{Ecuación 3. 11}$$

3.7 Técnicas de dosimetría de neutrones en linacs

Existen distintas formas para cuantificar la dosis absorbida, estos se diferencian entre sí por el mecanismo de interacción de la radiación con el dosímetro. Estos se clasifican en ionización, químicos, termoluminiscentes y calorimétricos. En este trabajo se empleará el método de dosimetría termoluminiscente.

3.7.1 Dosimetría termoluminiscente

Cuando la radiación es absorbida por un cristal con impurezas, algunos de sus electrones son atrapados en niveles de energía localizados en la banda prohibida. Cuando aquellos electrones son forzados a regresar a la banda de valencia por medio de calentamiento, su energía es emitida como luz. La cantidad de luz emitida es proporcional a la dosis absorbida en el cristal:

$$L = \sum_i \int_B^{\infty} \varepsilon_i n_i(E) d\varepsilon_i \quad \text{Ecuación 3. 12}$$

Donde L es la cantidad total de luz, ε_i es la energía del fotón de luz, es el n_i número de fotones de luz y B es el límite inferior de detección de la luz [Shani, 2001].

3.7.1.1 Detectores termoluminiscentes para neutrones

Los detectores termoluminiscentes (TLD) hechos con fluoruro de litio (LiF) son sensibles a neutrones lentos a través de la reacción (n, α) descrita en el apartado anterior. Esto se debe a que el litio natural tiene un 7.4% de ^6Li . Esta respuesta puede ser mejorada por medio del uso de litio enriquecido con ^6Li , o suprimida por medio del uso del isótopo ^7Li . También se han construido TLDs sensible a neutrones rápidos, estos emplean una cubierta con un material convencional tal y como el Al_2O_3 con polietileno [Knoll, 2003].

3.7.1.2 Respuesta (R_n) del dosímetro TLD 600 a neutrones

En este trabajo se emplean dosímetros termoluminiscentes TLD 600 que son sensibles a neutrones y fotones. Su respuesta ante neutrones tiene relación con la lectura de TLD 700 que es material sensible solamente a fotones. En las siguientes líneas se obtiene la respuesta R_n ante neutrones con las consideraciones pertinentes:

$$R_{600}^{n+\gamma} = R_{600}^n + R_{600}^\gamma \quad \text{Ecuación 3. 13} \quad R_{600}^n = R_n$$

La respuesta (R_n) del TLD 600 debido a neutrones es

$$R_n = R_{600}^{n+\gamma} - R_{600}^\gamma \quad \text{Ecuación 3. 14}$$

Considerando que los detectores TLD 600 y TLD 700 reciben la misma dosis absorbida (D)

$$D_{600}^\gamma = D_{700}^\gamma = D$$

Considerando que la respuesta (R) de los detectores es directamente proporcional a la dosis absorbida (D)

$$R_{600}^\gamma \propto D \Rightarrow R_{600}^\gamma = A D_{600}^\gamma \quad R_{600}^\gamma = AD \quad \text{Ecuación 3. 15}$$

$$R_{700}^\gamma \propto D \Rightarrow R_{700}^\gamma = B D_{700}^\gamma \quad \Rightarrow R_{700}^\gamma = BD \quad \text{Ecuación 3. 16}$$

De las expresiones anteriores se obtiene la siguiente razón

$$D = \frac{R_{600}^{\gamma}}{A} = \frac{R_{700}^{\gamma}}{B} \quad \text{Ecuación 3. 17}$$

Despejando la respuesta de gammas para TLD 600 se tiene

$$R_{600}^{\gamma} = \frac{A}{B} R_{700}^{\gamma} \quad \text{Ecuación 3. 18}$$

Sustituyendo la **Ecuación 3. 18** en la **Ecuación 3. 14** se tiene:

$$R_n = R_{600}^{n+\gamma} - \frac{A}{B} R_{700}^{\gamma} \quad \text{Ecuación 3. 19}$$

De la **Ecuación 3. 15**

y la **Ecuación 3. 16** **¡Error! No se encuentra el origen de la referencia.** para una irradiación con ^{60}Co

$$\frac{A}{B} = \frac{R_{600}^{Co\ 60}}{R_{700}^{Co\ 60}} = k \quad \text{Ecuación 3. 20}$$

Sustituyendo la **Ecuación 3. 20** en la **Ecuación 3. 19** se obtiene

$$R_n = R_{600}^{n+\gamma} - k R_{700}^{\gamma} \quad \text{Ecuación 3. 21}$$

Que es la respuesta (R_n) del TLD 600 debido a neutrones.

3.7.2 Métodos analíticos

3.7.2.1 Método de Kersey

Una de las últimas técnicas analíticas para la evaluación de la fluencia de neutrones en la entrada del laberinto es el método de Kersey [NCRP, 2005]. En esta expresión el isocentro del acelerador se considera la como la posición defectiva de la fuente de neutrones y la

dosis equivalente ($H_{n,D}$) fuera de la entrada del laberinto por unidad de dosis absorbida de rayos X en el isocentro está dada por

$$H_{n,D} = H_0 \left(\frac{S_0}{S_1} \right) \left(\frac{d_0}{d_1} \right)^2 10^{-\frac{d_2}{5}} \quad \text{Ecuación 3. 22}$$

Dónde:

- $H_{n,D}$ Dosis equivalente en la entrada del laberinto en mSv/Gyx
- H_0 Dosis equivalente a una distancia d_0 (1.41 m) del blanco
- S_0 Área transversal de la entrada interna del laberinto
- S_1 Área transversal del pasillo
- d_0 Distancia del blanco 1.41 m
- d_1 Distancia del isocentro a la línea central del corredor en el punto donde el isocentro es visible (A)
- d_2 Es la distancia en metros entre los puntos A y B.

En esta relación se toma en cuenta la razón entre el área transversal de la entrada interna del laberinto y el área transversal del corredor (S_0/S_1). En este método el laberinto tiene una distancia deirreductora de 5 m de fluencia de fotones en el corredor. Todas las distancias y puntos se muestran en la **Figura 3-11**.

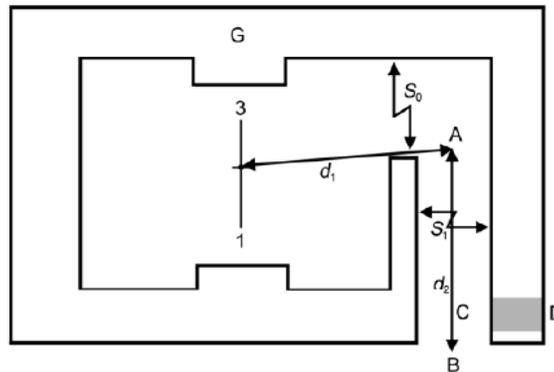


Figura 3-11 Plano de la sala de radioterapia con puntos y distancias para calcular la dosis equivalente en la puerta del laberinto [NCRP 151]

3.7.2.2 Método de Kersey modificado

McGinley y Huffman modificaron la ecuación de Kersey para tener una mejor representación de la dosis equivalente en el laberinto. Encontraron que la dosis equivalente de neutrones puede ser representada por una función de la distancia d_2 a lo largo de la línea central del laberinto que puede ser resuelta como la suma de dos funciones exponenciales. Subsecuentemente, Wu y McGinley indicaron que en el trabajo de McGinley y Huffman no tomaron en cuenta salas con superficies no estándar o laberintos con longitudes especiales. Sus mediciones y análisis más refinados resultaron en la siguiente expresión.

$$H_{n,D} = 2.4 \times 10^{-15} \varphi_A \sqrt{\frac{S_0}{S_1}} \left[1.64 \times 10^{-\frac{d_2}{1.9}} + 10^{-\frac{d_2}{TVD}} \right] \quad \text{Ecuación 3. 23}$$

Dónde:

$H_{n,D}$ Dosis equivalente en la puerta del laberinto en sievert por unidad de dosis absorbida de rayos X en el isocentro [Sv/Gyx].

φ_A La constante tiene unidades de Sv n⁻¹ m²
Fluencia de neutrones por unidad de dosis absorbida de rayos X en el isocentro. [m²Gyx⁻¹].

S_0/S_1 Razón entre el área transversal de la entrada interna del laberinto y el área del área transversal del corredor.

TVD Distancia decirreductora (distancia en metros a la cual se reduce la fluencia de fotones 10 veces) que es proporcional a la raíz cuadra del área S_1 .

$$TVD = 2.06 \sqrt{S_1}$$

3.7.2.3 Ecuación de McCall

Es posible calcular la fluencia total [n/Grayx] en la entrada interior del laberinto a la altura del isocentro (punto A) puede ser evaluada por la **Ecuación 3. 24**.

$$\varphi_A = \frac{\beta Q_n}{4\pi d_1^2} + \frac{5.4\beta Q_n}{2\pi S_r} + \frac{1.3Q_n}{2\pi S_r} \quad \text{Ecuación 3. 24}$$

Los términos de la ecuación representan las componentes de neutrones directa, dispersa y térmica respectivamente y los factores son:

- β Factor de transmisión de neutrones que penetran el blindaje del cabezal (uno para plomo y 0.85 para blindaje de tungsteno) .
- d_1 Distancia en metros del isocentro al punto A.
- Q_n “Neutron source strength” medido en n/Grayx.
- S_r Superficie total del cuarto de tratamiento en m².

3.7.2.4 Carga de trabajo (W)

El término carga de trabajo (W) se usa para indicar la radiación de salida durante una semana de un haz externo de rayos X o una fuente de rayos gamma. El número típico de pacientes que se les da tratamiento con un acelerador lineal en un turno de 8 horas es de 50. El reporte 51 de la NCRP sugiere asumir una carga de trabajo de 500 Gy/semana en el caso de aceleradores con energía dual, tomando en cuenta que la carga de trabajo se puede atribuir a la más baja energía de rayos X o a un campo de electrones [IAEA,2006b].

3.7.2.5 Dosis equivalente de rayos gamma por captura de neutrones en la puerta (h_ϕ)

Para estimar la h_ϕ se emplea el método de McGinley [NCRP, 2005] el cual se presenta por la **Ecuación 3. 25**

$$h_\phi = K\phi_A 10^{-d_2/TVD} \qquad \text{Ecuación 3. 25}$$

Dónde:

- K Es la proporción de la dosis equivalente de rayos gama producidos por captura de neutrones debido a la fluencia de neutrones en el punto A (promedio 6.9×10^{-16} Sv/m²)
- d_2 Distancia del punto A a la puerta (en metros)
- TVD Distancia decirreductora con un valor de 5.4 m para haces de rayos X en producidos por voltajes aceleradores en el intervalo entre 18 y 25 MV.

3.7.3 El método Monte Carlo

Es un método numérico para simular el comportamiento de varios sistemas físicos y matemáticos [Çeçen, 2013] mediante el muestreo de números aleatorios y la solución de ecuaciones o integrales. En transporte de partículas se integra un volumen en D dimensiones empleando puntos aleatorios o vectores en lugar de números aleatorios. [Seco y Verhaegen, 2013].

El método Monte Carlo puede ser usado para duplicar un proceso teóricamente estadístico (tal como la interacción de las partículas nucleares con los materiales) y es particularmente útil para problemas complejos que no pueden ser modelados con códigos computacionales que usan métodos deterministas [**X-5 Monte Carlo Team, 2003**]. Las interacciones están definidas en funciones de distribución de probabilidad en donde se insertan los puntos aleatorios para generar las pruebas o eventos. El modelo para el transporte de fotones en Monte Carlo es la ley de atenuación exponencial, la cual expresada como una función de probabilidad de interacción respecto la trayectoria (s) del fotón

$$p(s)ds = \mu(E)e^{-\mu(E)s} ds \quad \text{Ecuación 3. 26}$$

Dónde $\mu(E)$ es el coeficiente de atenuación lineal del medio. Para un amplio rango de energías (E) se toma en cuenta distintos tipos de procesos como la producción de pares (A), la dispersión de Raleigh (R), el efecto Compton (C) y el efecto fotoeléctrico (P) [**Seco y Verhaegen, 2013**].

$$\mu(E) \equiv \mu_{tot}(E) = \mu_A(E) + \mu_R(E) + \mu_C(E) + \mu_P(E) \quad \text{Ecuación 3. 27}$$

El comportamiento de un sistema completo se infiere del comportamiento promedio de los eventos simulados usando el teorema del límite central el cual establece que cuando el número de eventos se aproxima al infinito, el resultado promedio se aproxima a la solución verdadera. Esto contrasta con los métodos determinísticos, los cuales resuelven explícitamente las ecuaciones [**Çeçen, 2013**].

3.7.2.1 Historia de la partícula

Para interpretar físicamente los resultados de la integración numérica en un punto aleatorio se usa la idea de historia de la partícula en la cual una partícula puede producir partículas secundarias, se toma en cuenta las propiedades de transporte del medio usando las secciones eficaces y la geometría del problema [**Seco y Verhaegen, 2013**], es decir, esto consiste en el seguimiento de cada una de las partículas de una fuente a través de su vida hasta su muerte en alguna categoría terminal (absorción, escape, etc.).

3.7.2.2 El MCNP

El MCNP (Monte Carlo N-Particle) es un código de propósito general basado en el método Monte Carlo, para el transporte acoplado de neutrones, fotones y electrones, en problemas de energía continua, geometría generalizada y fenómenos dependientes del tiempo. Es posible usarlo en varios modos de transporte: exclusivamente un tipo de partículas, combinando dos tipos o bien los tres tipos de partículas. El intervalo de

energías para neutrones es de 10^{-11} MeV a 20 MeV para todos los isótopos y hasta 150 MeV para algunos tipos, la energía de los fotones esta entre 1 keV a 100 GeV, la de los electrones entre 1 keV a 1 GeV [X-5 Monte Carlo Team, 2003].

El usuario crea un archivo de entrada el cual posteriormente será procesado por el MCNP. Este archivo contiene información sobre el problema en aspectos como:

- La geometría del problema
- La descripción de los materiales y la selección de las secciones eficaces
- La posición y la localización de las fuentes de neutrones, fotones o electrones.
- El tipo de respuesta o cuantificadores (tallies) deseados
- Las técnicas de reducción de la varianza usadas para mejorar la eficiencia.

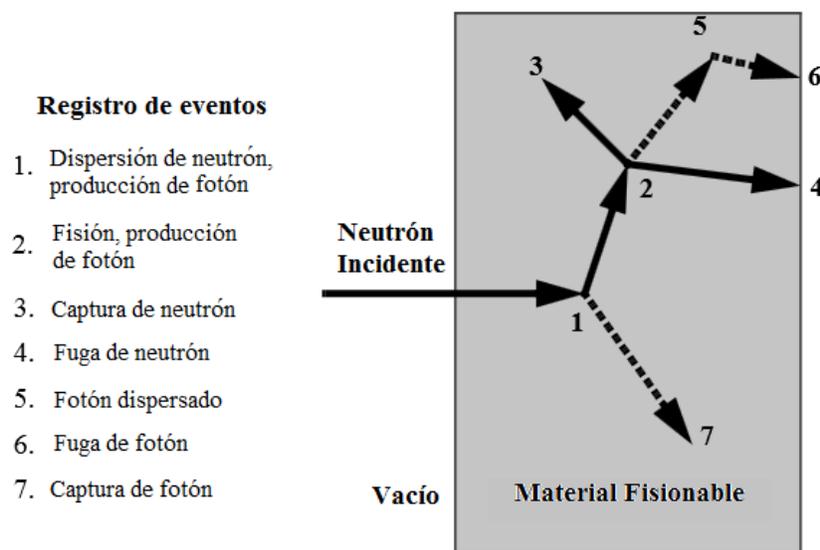


Figura 3-12 Historia de un neutrón en el método Monte Carlo [X-5 Monte Carlo Team, 2003].

La **Figura 3-12** representa la historia aleatoria de un neutrón incidente en un bloque de material sometido a fisión. Los números 0 y 1 se seleccionan aleatoriamente para determinar si alguna interacción ocurrirá y en qué lugar, basado en reglas (física) y probabilidades (información de transporte) que gobiernan los procesos y los materiales involucrados. En este ejemplo en particular, la colisión del neutrón ocurrirá con el evento 1. El neutrón es dispersado en la dirección que se muestra, la cual se selecciona aleatoriamente de una distribución de dispersión física. También se produce un fotón y su información es almacenada para un análisis posterior. En el evento 2 la fisión ocurre, resultando en la muerte del neutrón incidente y en el nacimiento de dos neutrones salientes y un fotón. Un neutrón y un fotón son almacenados para su análisis posterior. El primer

neutrón de fisión es capturado y el evento 3 se termina. El neutrón almacenado es recuperado y por muestreo aleatorio se fuga del bloque en el evento 4. El fotón producido en la fisión tiene una colisión en el evento 5 y se fuga en el evento 6. El fotón remanente generado en el evento 1 es seguido con una captura en el evento 7. Note que el MCNP recupera las partículas almacenadas de tal manera que las últimas partículas almacenadas son las primeras en salir.

La historia del neutrón ahora está completa. Como muchas historias se siguen, las distribuciones de los neutrones y fotones se conocen mejor. Las cantidades de interés (como sea que las pida el usuario) son cuantificadas, a través de estimaciones con cierta precisión estadística (incertidumbre) en los resultados.

Capítulo 4 . Materiales y métodos

MATERIALES Y MÉTODOS

4.1 Construcción de los detector de neutrones

Para realizar la detección de los neutrones se empleó la técnica de pares de TLDs en combinación con un medio moderador, por lo que a la conjunción de estos elementos de ahora en adelante se les referirá como “el detector”. Cada detector contiene 2 pares de dosímetros termoluminiscentes (TLD 600 y TLD 700) del tipo “ribbon” cuyas dimensiones son 3.2 x 3.2 x 0.89 mm. Los TLD 600 son sensibles a neutrones térmicos y a fotones debido a que fueron enriquecidos con el 95.62% of ^6Li (943.2 barns) y los TLD700 son sensibles a fotones y presentan una baja sección eficaz para neutrones térmicos (14.7 barns) ya que fueron enriquecidos con el 99.93% de ^7Li [Hsu et. al., 2010, Vega-Carrillo, 2002].

Para detectar los neutrones de evaporación y los neutrones de acción directa (rápidos) producidos por el linac es necesario moderarlos y termalizarlos por lo que se debe emplear un medio moderador altamente hidrogenado. En este caso se eligió usar esferas de parafina de 20 cm de diámetro como moderador. El material empleado es conocido comercialmente como parafina malasia cuyas características principales son: es asequible, relativamente fácil de moldear y maquinar. En la **Figura 4-1** se puede apreciar el material empleado en la construcción de las esferas; la parafina se calentó a 85°C en una plancha de calentamiento hasta su punto de fusión con una rapidez de calentamiento de 1°C/min, el material se vació

en un molde semiesférico de hierro colado y se dejó enfriar lentamente ($t < 10\text{ }^{\circ}\text{C/hr}$) hasta su solidificación.



Figura 4-1 Construcción del medio moderador a) materiales y equipo b) esfera de parafina c) semiesfera y contenedor de acrílico para TLDs.

Con el fin de verificar la homogeneidad del volumen del medio moderador las esferas fueron sometidas a un estudio de tomografía computada usando los parámetros de un estudio simple de trauma en cráneo en un equipo Siemens SOMATOM Definition de 64 cortes (Hospital Médica Sur). El fantoma fue colocado en el equipo como se muestra en la **Figura 4-2**.

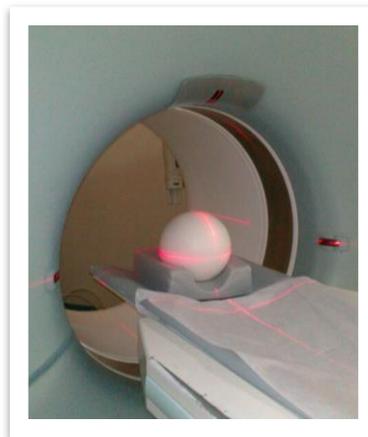


Figura 4-2 Tomógrafo Siemens SOMATOM Definition y esfera de parafina

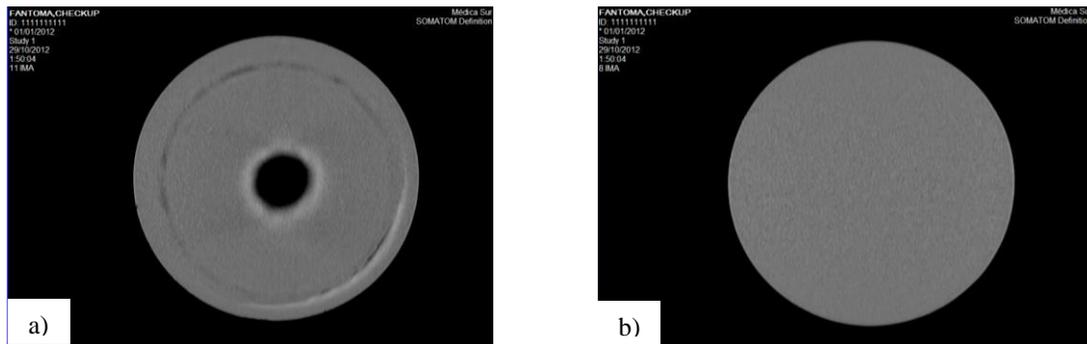


Figura 4-3 Estudio de tomografía computada en la esfera de parafina a) Corte con ausencia de material b) Corte homogéneo

En la **Figura 4-3** se muestran dos imágenes en las cuales se ilustran dos casos, en la **Figura 4-3 a)** se presentan zonas con ausencia de material debido a un gradiente en el enfriamiento del volumen de la esfera y en la **Figura 4-3 b)** se presenta un corte con un volumen ocupado completamente por el material y relativamente homogéneo debido a que fue sometida a un enfriamiento más lento, las esferas empleadas en este estudio presentan una distribución de material similar a la presentada por la **Figura 4-3 b)**.

4.2 Respuesta de los TLDs

Para determinar la respuesta y homogeneidad de los TLDs ante la presencia de radiación ionizante se realizaron dos irradiaciones, la primera con una fuente de ^{60}Co con una dosis absorbida de 1Gy (radiación gamma) y la segunda con una fuente de $^{239}\text{PuBe}$ (neutrones) en el puerto de irradiación del embalaje que contiene la fuente durante 2.5 horas. Posterior a cada irradiación se leyeron los detectores termoluminiscentes con el equipo Harshaw TLD 3500 y se registró el área bajo la curva de brillo para su análisis posterior. Se tomaron los dosímetros cuya desviación estándar relativa en su respuesta fuera menor al 5% o bien se aplicaron coeficientes de corrección de elemento (EEC) los cuales reducen la desviación estándar de lotes del 10-15% a 1-2% [Thermo electron, 2005].

La respuesta (R_n) de los dosímetros ante la presencia de los neutrones se puede encontrar con el método descrito en la sección 3.7.1.2 Respuesta (R_n) del dosímetro TLD 600 a neutrones y la **Ecuación 4.1** [Esposito *et. al.*, 2008; Vega-Carrillo, 2002].

$$R_n = R_{600}^{n+\gamma} - kR_{700}^{n+\gamma} \quad \text{Ecuación 4.1}$$

Donde el subíndice indica si el dosímetro es TLD 600 o TLD 700 y el superíndice indica a qué tipo de radiación es sensible el material, k es la razón entre las respuestas de los dos tipos de dosímetros a la radiación gamma la cual se calcula con la **Ecuación 4.2** [Esposito *et. al.*, 2008].

$$k_i = \frac{R_{600i}^\gamma}{R_{700i}^\gamma} \quad \text{Ecuación 4.2}$$

4.3 Irradiación de los detectores con la fuente de $^{239}\text{PuBe}$

Con el objeto de comparar la respuesta del sistema con una fuente conocida se empleó una fuente MRPUBE397 de la marca Monsanto Research Corporation de $^{239}\text{PuBe}$, 185 GBq con $H^*(10)$ de $133 \pm 8 \mu\text{Sv/h}$, H de $125 \pm 8 \mu\text{Sv/h}$ y energía promedio (E_{prom}) de 3.55 MeV [Vega-Carrillo y Hernández-Dávila, 2011]. Los ensayos con esta fuente se describen a continuación. Se colocó una esfera con 4 pares de TLD 600 y 4 pares de TLD 700 a 1 m de la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ durante 7 horas y se repitió el ensayo, ver **Figura 4-4**.



Figura 4-4 Irradiación del detector con la fuente $^{239}\text{PuBe}$.

También se realizó otro ensayo colocando 4 esferas, cada una con un par de TLD 600 y otro de TLD 700 alrededor de la misma fuente como se muestra en la **Figura 4-5** durante el mismo tiempo y la misma distancia que los ensayos anteriores.



Figura 4-5 Irradiación de las esferas con la fuente de $^{239}\text{PuBe}$.

4.4 Factor de calibración para la fuente de $^{239}\text{PuBe}$

Para estimar la $H^*(10)$ en un campo de radiación desconocido mediante detector construido es necesario obtener su respuesta y compararla con la de un campo de radiación de referencia. Para esto se empleó el método de calibración en campo de radiación conocido [IAEA, 2000]. Este consiste en obtener un factor de calibración (FC) que multiplique a la respuesta R_n para obtener la medición de $H^*(10)$. El método se resume en la **Ecuación 4.4** y en la **Ecuación 4.3**.

Para encontrar la dosis equivalente ambiental $H^*(10)$ se empleó la siguiente expresión:

$$H^*(10)_{sistema} = R_n FC \quad \text{Ecuación 4.4}$$

Dónde:

$H^*(10)_{sistema}$ Es la dosis equivalente ambiental medida por el sistema dosimétrico [$\mu\text{Sv/h}$] (Esfera y tlds)
 R_n Es la respuesta de los TLDs en nc
 FC Es el factor de calibración que relaciona una medición conocida de $H^*(10)$ con la lectura obtenida.

Para encontrar la FC se empleó la **Ecuación 4.5**

$$FC = \frac{H^*(10)_{PuBe} t_{expo}}{R_n} \quad \text{Ecuación 4.5}$$

Dónde:

$H^*(10)_{PuBe}$ es la dosis equivalente ambiental por la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ que es 133 $\mu\text{Sv/h}$
 t_{expo} es el tiempo de exposición a la fuente de $^{239}\text{PuBe}$

4.5 Factor de calibración para el puerto de haces radiales (reactor TRIGA Mark III)

Otra fuente de neutrones que se empleó como referencia fue la salida del tubo de haces radial del reactor TRIGA Mark III del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ). La potencia del reactor empleada en este estudio fue de 10 W y el centro del detector se colocó a 1.20 m de la salida del puerto de haces radial como se ilustra en la **Figura 4-6**, el tiempo de exposición fue de 10 minutos. Con esta potencia y posición se conocen varios parámetros del campo de neutrones que se usarán como referencia, como

una fluencia de $2085 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$, una energía promedio de 0.8166 MeV y $H^*(10)$ de $934 \pm 55 \mu\text{Sv/h}$ [Vega-Carrillo, 2014b]. El factor de calibración se obtiene empleando el mismo método descrito en la sección anterior.

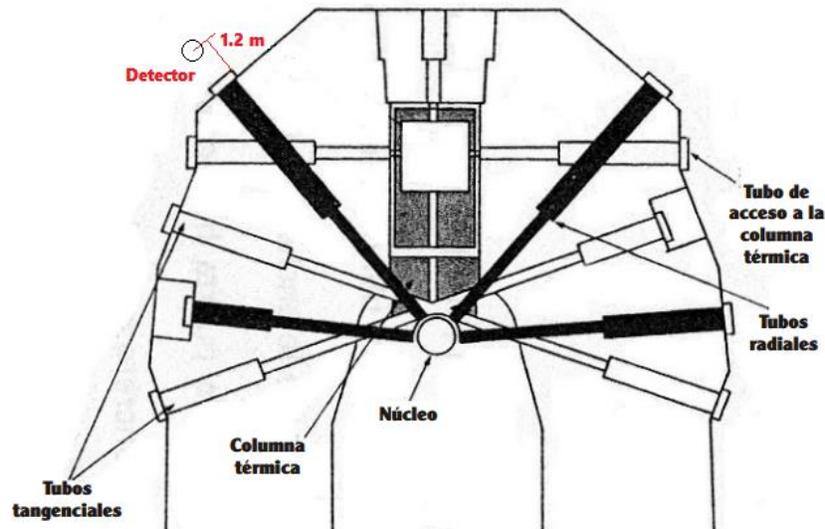


Figura 4-6 Posición del detector en las instalaciones del reactor TRIGA Mark III
<http://www.inin.gob.mx/publicaciones/documentospdf/51%20INSTALACIONES.pdf>

4.6 Mediciones de $H^*(10)$ entorno al LINAC de 18MV

La irradiación se efectuó en la sala de tratamiento del equipo Novalis Tx en el Centro de Cáncer del hospital ABC, En la **Figura 4-7** se muestra el cabezal del acelerador y la colocación de los detectores 1 y 2.



Figura 4-7 Vista del acelerador Novalis Tx y detectores de neutrones en la sala



Figura 4-8 Distribución de los detectores de neutrones en el corredor y fuera de la sala.

En la **Figura 4-8** se muestra la distribución de los detectores en el corredor de la sala y fuera de ella, el centro de todas las esferas se colocó a una distancia de 1.125 m del piso



Figura 4-9 Medición con LINAC con rotación de 270°.

En cada punto se realizaron 3 ensayos, en el modo de 18 MV una rotación del gantry de 0°, con un campo abierto de 10 x 10 cm y un campo considerado cerrado de 0.5 x 0.5 cm y una dosis absorbida de 5 Gy a isocentro con una esfera como medio dispersor y sin ella. Se espera que la máxima fluencia de neutrones (y por lo tanto la $H^*(10)$) se obtenga cerrando los colimadores del cabezal 65 ya que la interacción de los fotones con una mayor cantidad de blindaje generan más fotoneutrones en el cabezal de tratamiento. También se efectuó una medición con el campo cerrado con rotación del gantry de 270° ya que el campo de neutrones en el laberinto es también función del ángulo del gantry y la localización del blanco en el cuarto de tratamiento y para que se tenga un campo de neutrones máximo es necesario que la fuente de neutrones (blanco) este lo más cerca posible de la entrada interior del laberinto [NCRP, 2005]. Después de cada ensayo se retiraron los detectores termoluminiscentes para ser leídos en el equipo Harshaw 3500. En la **Figura 4-10** se

presenta un plano en el cual se especifican las dimensiones de la sala y la disposición de los detectores dentro de la misma, las paredes fueron construidas con concreto con una densidad de 2.35 g/cm^3 .

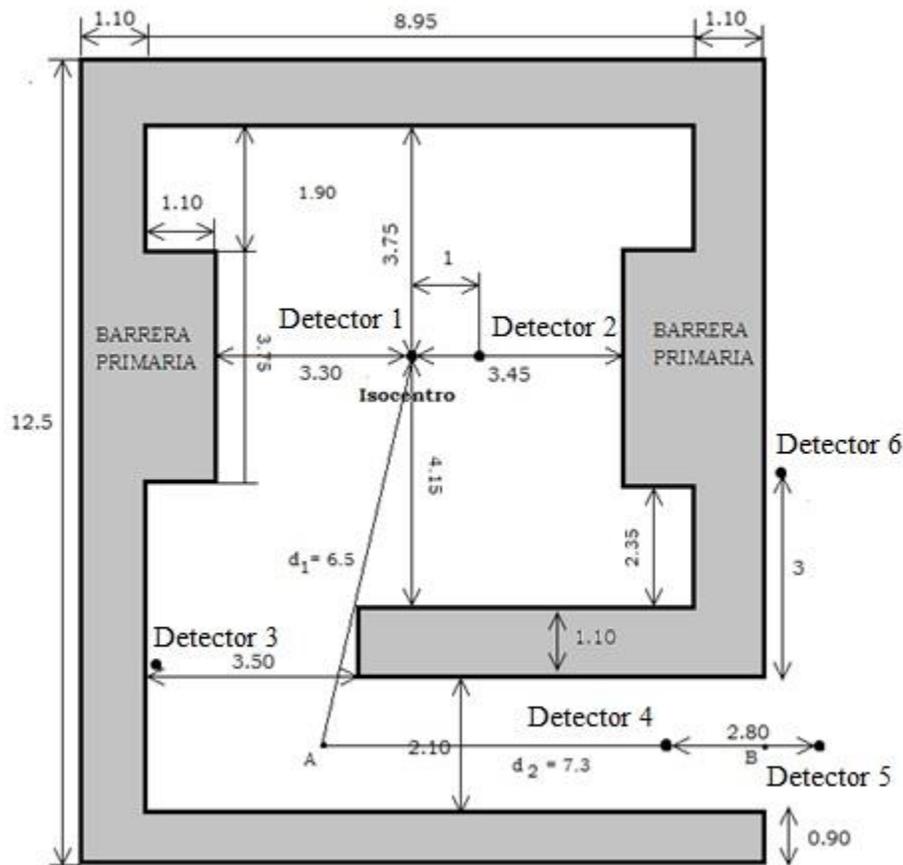


Figura 4-10 Plano de la sala de tratamiento y distribución de las esferas en, la acotación es en metros (altura 3.7 m, área 88.31 m^2).

4.7 Simulación y cálculos Monte Carlo (MCNPX)

4.7.1 Respuesta del moderador con respecto a la profundidad

De acuerdo al estudio realizado por Nadaie *et. al.*, 2014 los pares TLD 600/700 no son adecuados para determinar la dosis debido a fotoneutrones dentro del campo de irradiación, y recomienda el empleo del código MCNPX. En este trabajo se emplea el mismo código para obtener la distribución de dosis debido a neutrones en las esferas de parafina, se

colocaron siete TLD 600 cada 2 cm en el eje de la esfera como se observa en la **Figura 4-11**. La fuente de neutrones se colocó a 60 cm del centro de la esfera. Se propuso una fuente puntual e isotrópica, compuesta por una distribución de energía como se ve en la Figura 4-11 Modelo de esfera de parafina y TLDs. **Figura 4-12** descrita por la **Ecuación 4.6**. Esta incluye los neutrones de evaporación y los neutrones de acción directa que se producen en un acelerador de 18 MV [Tosi *et. al.*, 1991; Alem-Bezoubiri *et. al.*, 2014].

$$\frac{dN}{dE} = \frac{0.8929E}{(0.5)^2} \exp\left(\frac{-E}{0.5}\right) + \frac{0.107 \ln[E_{\max}/E + 7.34]}{\int_0^{E_{\max}} \ln[E_{\max}/E + 7.34] dE} \quad \text{Ecuación 4.6}$$

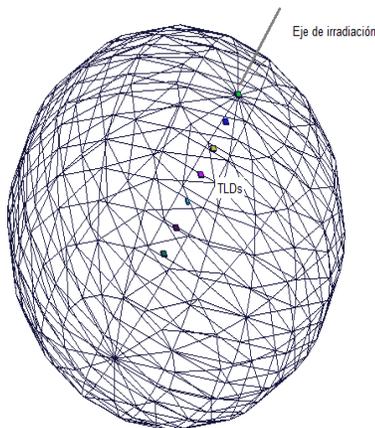


Figura 4-11 Modelo de esfera de parafina y TLDs.

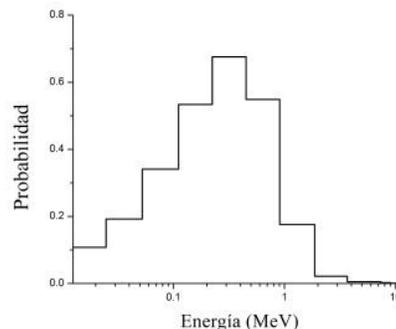


Figura 4-12 Distribución de la fuente de Tosi

A continuación se presentan las líneas de código en el MCNPX para realizar la simulación de la respuesta de la esfera y TLDs ante un campo de neutrones:

-----Código en MCNPX-----

Caso neutrones en TLDs y esfera de parafina

c Fecha 15/04/15

c *****

c *

c * INSTITUTO POLITECNICO NACIONAL

c * CICATA LEGARIA
 c * Fluencia de neutrones en TLDs dentro de una esfera de parafina
 c * Pablo Victor Ceron Ramirez
 c *
 c *****
 c *****

c * CELDAS
 c *-----

c *Celda Material Densidad Superficie \$Comentario
 c *# # <0, g/cm3, >0 at den at/b-cm
 c *****
 1 3 -2.635 -1 imp:n=1 \$TLD 600
 2 3 -2.635 -2 imp:n=1 \$TLD 600
 3 3 -2.635 -3 imp:n=1 \$TLD 600
 4 3 -2.635 -4 imp:n=1 \$TLD 600
 5 3 -2.635 -5 imp:n=1 \$TLD 600
 6 3 -2.635 -6 imp:n=1 \$TLD 600
 7 3 -2.635 -7 imp:n=1 \$TLD 600
 8 1 -0.930 -8 #2 #3 #4 #5 #6 #7 imp:n=1 \$ Esfera de parafina
 9 2 -0.001205 -9 #1 #2 #3 #4 #5 #6 #7 #8 imp:n=1 \$Laboratorio
 10 0 9 imp:n=0 \$Universo

c *****
 c * SUPERFICIES
 c *****

1 rpp -0.15875 0.15875 -0.15875 0.15875 10.000 10.0889
 2 rpp -0.15875 0.15875 -0.15875 0.15875 7.95555 8.04445
 3 rpp -0.15875 0.15875 -0.15875 0.15875 5.95555 6.04445
 4 rpp -0.15875 0.15875 -0.15875 0.15875 3.95555 4.04445
 5 rpp -0.15875 .015875 -0.15875 0.15875 1.95555 2.04445
 6 rpp -0.15875 0.15875 -0.15875 0.15875 -0.04445 0.04445
 7 rpp -0.15875 0.15875 -0.15875 0.15875 -2.04445 -1.95555
 8 so 10
 9 so 300

mode n
 c Materiales

```

c *****
c *           MATERIALES
c *-----
c *Mat. ZAID Densidad (0>, At. Fracc.;0<, Weight Fracc.)
c * m#      /      +/-
c *****
m1 1001 -0.148605 6012 -0.851395    $ Parafina
mt1 poly.01t          $Correccion s(a,b)
m2 6000 -0.000124    $Aire
    7014 -0.755268
    8016 -0.231781
    18000 -0.012827
m3 3006 -0.240473291 9019 -0.759526709    $ 6Li 19F
c *****
c *           FUENTE DE NEUTRONES
c *           Distribucion de Tosi
c *           Puntual e isotropica
c *****
sc1 Fuente distribución de Tosi
sdef erg=d1 pos=0 0 60
sil h 1.0000E-08 4.1400E-07 6.8260E-07 1.4450E-06 3.0590E-06 6.4760E-06
    1.3710E-05 2.9020E-05 6.1440E-05 1.3010E-04 2.7540E-04 5.9290E-04
    1.2340E-03 2.6130E-03 5.5310E-03 1.1710E-02 2.4790E-02 5.2470E-02
    1.1110E-01 2.2370E-01 4.5080E-01 9.0720E-01 1.8720E+00 3.6790E+00
    7.4080E+00 9.0000E+00 1.0000E+01

sp1 d 0.00000000 2.3573E-02 2.3574E-02 2.3577E-02 2.3582E-02 2.3595E-02
    2.3620E-02 2.3675E-02 2.3791E-02 2.4036E-02 2.4554E-02 2.5684E-02
    2.7964E-02 3.2846E-02 4.3089E-02 6.4385E-02 1.0774E-01 1.9212E-01
    3.4092E-01 5.3355E-01 6.7557E-01 5.4845E-01 1.7579E-01 2.1272E-02
    5.2458E-03 2.5430E-03 9.8168E-04
c *****
c *           TALLIES (ICRP 74 neutrones térmicos)
c *****
f14:n 1
e14 1.00E-09 1.00E-08 2.50E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07
f24:n 2
e24 1.00E-09 1.00E-08 2.50E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07
f34:n 3

```

```

e34  1.00E-09 1.00E-08 2.50E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07
f44:n 4
e44  1.00E-09 1.00E-08 2.50E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07
f54:n 5
e54  1.00E-09 1.00E-08 2.50E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07
f64:n 6
e64  1.00E-09 1.00E-08 2.50E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07
f74:n 7
e74  1.00E-09 1.00E-08 2.50E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07
c  *****
c  *           HISTORIAS Y REGISTROS
c  *****
nps 1e8
prtmp 1e9 2e6 0 1
print

```

4.7.2 Modelo del cabezal del linac

También se elaboró un modelo con los principales componentes del cabezal del acelerador Novalis Tx en el modo de 18 MeV, tomando en cuenta los materiales y dimensiones de los componentes principales, ver la **Figura 4-13**. La fuente inicial se compone de una superficie de 1 mm de diámetro que emite un haz monoenergético de electrones de 18 MeV en dirección normal al blanco de tungsteno para producir rayos X. Los fotoneutrones se producen al incidir los rayos X con los distintos componentes del acelerador. Se trabajó en el modo neutrones-fotones-electrones (mode n p e) para que el MCNPX produjera bremsstrahlung y las reacciones fotonucleares. También se usaron las tarjetas phys e, indicando que los electrones producirán fotones y la tarjeta phys p en la cual se indica que existirán colisiones fotonucleares. También se incluyeron las librerías ENDF/B-VII que contienen la sección eficaz fotonuclear de varios elementos y sus isótopos. En ambas simulaciones se usaron 1×10^5 historias para tener un error $\leq 2\%$ en los cuantificadores o tallies.

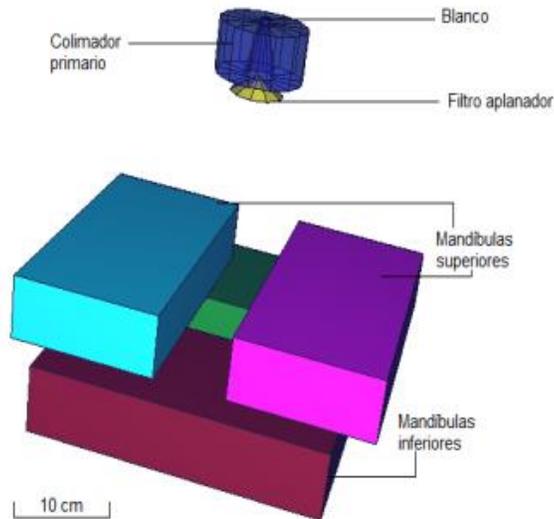


Figura 4-13 Geometría de los componentes del cabezal del acelerador.

A continuación se presentan las líneas de código en el MCNPX para realizar la simulación de la producción de fotoneutrones en el cabezal del acelerador.

-----Código en MCNPX-----

Caso fotoneutrones en Novalis Tx

c Fecha 19/07/15

c *****

c *

c * INSTITUTO POLITECNICO NACIONAL

c * CICATA LEGARIA

c * Produccion de fotoneutrones en Novalis Tx 18 MV

c * Pablo Victor Ceron Ramirez

c *

c *****

c

c *****

c * CELDAS

c *-----

c *Celda Material Densidad Superficie \$Comentario

c * # # <0, g/cm3, >0 at den at/b-cm

c *****

1 1 -0.001205 -1 #3 #4 #5 #6 #7 #8 #9 \$laboratorio

2 0 1 \$Universo
 3 2 -19.25 -2 \$Blanco W
 4 2 -19.25 -3 4 \$Colimador primario W
 5 3 -8.96 -5 \$Filtro de aplanado Cu
 6 2 -19.25 -6 \$Mandíbula superior 1
 7 2 -19.25 -7 \$Mandíbula superior 2
 8 2 -19.25 -8 \$Mandíbula inferior 1
 9 2 -19.25 -9 \$Mandíbula inferior 2

c *****

c * SUPERFICIES

c *****

1 so 141 \$laboratorio-universo
 2 rcc 0 0 -0.5 0 0 0.5 0.655 \$Blanco W
 3 rcc 0 0 -6 0 0 6 6.05 \$Colimador primario W
 4 trc 0 0 -6 0 0 6 2.105 0.655 \$Abertura colimador primario
 5 trc 0 0 -8 0 0 2 3.68 0.001 \$Filtro de aplanado Cu
 6 rpp -20 20 5 25 -38.5 -30 \$Mandíbula superior 1
 7 rpp -20 20 -25 -5 -38.5 -30 \$Mandíbula superior 2
 8 rpp 5 25 -20 20 -47 -38.5 \$Mandíbula inferior 1
 9 rpp -25 -5 -20 20 -47 -38.5 \$Mandíbula inferior 2

mode n p e

c *****

c * MATERIALES

c *-----

c *Mat. ZAI Densidad (0>, At. Fracc.;0<, Weight Fracc.)

c * m# / +/-

c *****

m1 8016. -0.231781 \$Oxígeno
 7014. -0.755268 \$Nitrógeno
 m2 74184.60c -1 \$Tungsteno 184
 m3 29063. -0.6915 \$Cobre
 29065. -0.3085

c Importancias

imp:e 10 0 10 6r \$ 1, 9
 imp:p 10 0 10 6r \$ 1, 9
 imp:n 10 0 10 6r \$ 1, 9

c Normaliza o sustituye secciones eficaces fotonucleares

```

mpn1 8016      7014
mpn2 74184
mpn3 29063 29065
c Tarjetas especiales
phys:e 18.1 0 0 1 1 1 1 1 1 1
phys:p 18.1 0 1 -1 1
c *****
c *      FUENTE MONOENERGETICA DE ELECTRONES
c * Unidireccional (-z),colocada en el blanco de W
c * La fuente es circular r=0.5 mm, funcion equiprobable
c *  $f(x)=c*\text{abs}(x)^k$ , k=0 (power law id -21)
c *****
sc1 Fuente de electrones
sdef pos=0 0 0 axs=0 0 1 ext=0 rad=d1 par=3 erg=18.1 vec=0 0 1 dir=1 nrm=-1
si1 0 0.05
sp1 -21 0
c *****
c *      TALLIES
c *****
f2:n 1
e2  1.00E-09 1.00E-08 2.50E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07 1.00E-06
    2.00e-06 5.00E-06 1.00E-05 2.00E-05 5.00E-05 1.00E-04 2.00E-04
    5.00e-04 1.00E-03 2.00E-03 5.00E-03 1.00E-02 2.00E-02 3.00E-02
    5.00e-02 7.00E-02 1.00E-01 1.50E-01 2.00E-01 3.00E-01 5.00E-01
    7.00e-01 9.00E-01 1.00E+00 1.20E+00 2.00E+00 3.00E+00 4.00E+00
    5.00e+00 6.00E+00 7.00E+00 8.00E+00 9.00E+00 1.00E+01 1.20E+01
    1.40e+01 1.50E+01 1.60E+01 1.80E+01 2.00E+01
c *****
c *      HISTORIAS Y REGISTROS
c *****
nps 1e5
prdmp 1e9 1e3 0 1
print

```

RESULTADOS

5.1 Respuesta de los TLDs

Una de las tareas más importantes en el uso de la técnica de la dosimetría termoluminiscente consiste en asegurar la homogeneidad de los lotes de TLDs, es decir, obtener la respuesta de un lote de un material ante las mismas condiciones de irradiación. La **Tabla 5-1** muestra la respuesta TL de los detectores ante las gammas del ^{60}Co y el campo mixto (neutrones y gammas) de la fuente de $^{239}\text{PuBe}$, en las dos irradiaciones obtuvieron desviaciones estándar relativas mayores al 5% por lo que fue necesario en este estudio usar coeficientes de corrección por elemento (ECC).

Tabla 5-1 Respuesta de los de detectores a varios tipo de radiación.

Tipo de detector	Fuente	Media de las lecturas (nC)	Desviación estándar relativa
TLD 600	^{60}Co	5694.442	9.6%
TLD 700	^{60}Co	5575.053	10.0%
TLD 600	$^{239}\text{PuBe}$	609.229	6.9%
TLD 700	$^{239}\text{PuBe}$	237.391	7.4%

El método de ECC permite que ninguno de los TLDs sea descartado ya que se obtienen lotes con una desviación estándar de hasta el 1% [**Thermo electron, 2005**]. Los ECC se calculan con la **Ecuación 5.1** para reducir la dispersión. Donde $\langle R \rangle$ es la repuesta promedio del lote para una irradiación en particular y R_j es la respuesta del j-ésimo detector.

$$ECC_j = \frac{\langle R \rangle}{R_j} \quad \text{Ecuación 5.1}$$

También se calculó la relación k entre las lecturas de los TLDs debido a gammas mediante la Ecuación 4.2, siendo $k = 1.04 \pm 0.14$ para los dosímetros empleados en este estudio.

5.2 Respuesta de los detectores debido a la fuente $^{239}\text{PuBe}$

Se irradió el detector 1 con la fuente $^{239}\text{PuBe}$ repitiéndose las mismas condiciones en tres ensayos y se obtuvo una diferencia del 4.5%. En el ensayo donde se irradiaron los 4 detectores se obtuvo una desviación en las lecturas del 11.8%. Contrastando los detectores 1,2 y 3 que están compuestas del mismo material con el detector 4 construido con parafina de grado médico, su respuesta media presentó una diferencia de 13.8%. En la **Tabla 5-2 Repetitividad y dispersión de la respuesta TL de** se resume esta información.

Tabla 5-2 Repetitividad y dispersión de la respuesta TL de los detectores

Ensayo	Dispersión
Detector 1	4.5%
Detectores 1, 2, 3, 4	11.8%
Detectores 1,2,3 vs Detector 4	13.8%

5.3 Factores de calibración

Usando las respuestas ante la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ de las 4 esferas y el método descrito en la Sección 4.4 Factor de calibración para la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ se obtuvo un factor de calibración FC para neutrones igual a $56.229 \frac{\mu\text{Sv}}{\text{nC}}$, por lo que es posible realizar mediciones de $H^*(10)$ y H alrededor de esta fuente. Para el detector colocado en el puerto de haces radial se obtuvo un FC de $84.34 \frac{\mu\text{Sv}}{\text{nC}}$ para neutrones. Para realizar dosimetría en una sala de RT se empleará el FC para neutrones del tubo de haces radial ya que su energía promedio de 0.8166 MeV y la distribución espectral de los neutrones es más afín al valor pico de 1 MeV y al espectro de fotoneutrones producidos por un linac [Vázquez, 2012]. Es posible encontrar la dosis equivalente H multiplicando la $H^*(10)$ por la relación $H/H^*(10) = 0.94$ (propiedad de la fuente $^{239}\text{PuBe}$).

5.4 Respuesta de los detectores y $H^*(10)$ alrededor del LINAC

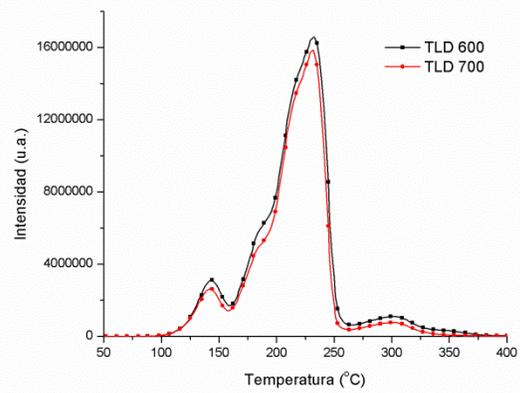
En la **Tabla 5-3** se pueden apreciar la respuesta TL de neutrones (R_n) de cada detector. Las señales más intensas son las correspondientes a las localizadas en el campo de tratamiento, a un metro del isocentro y al inicio del laberinto.

Tabla 5-3 Lecturas TL dentro de la sala (linac)

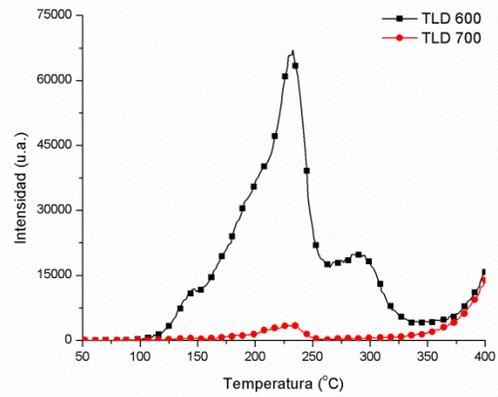
	Respuesta TL (R_n)				
	18 MV_1	18 MV_2	18MV_3	Promedio	Desv std R
Detector 1	649.10	674.46	642.53	655.36	2.6%
Detector 2	62.18	65.18	60.75	62.70	3.6%
Detector 3	14.62	16.18	12.47	14.42	12.9%
Detector 4	*LD	*LD	*LD	---	---
Detector 5	*LD	*LD	*LD	---	---
Detector 6	*LD	*LD	*LD	---	---

*LD = valor menor al límite de detección

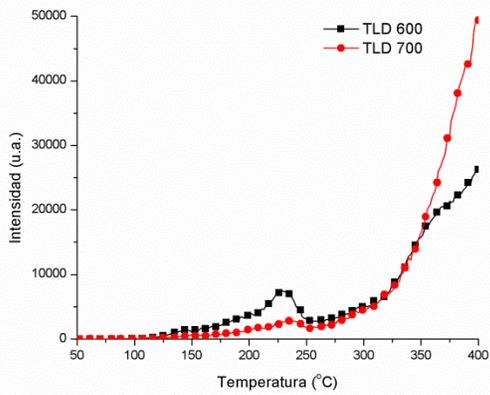
En la **Figura 5-1** se muestra el comportamiento de las curvas de brillo para los dos tipos de TLDs en los detectores que están localizadas en distintos puntos de la sala. En el campo de tratamiento se presentan curvas de brillo típicas para TLDs irradiados con fotones [Delgado *et. al.*, 2007]. la diferencia entre las señales del TLD 600 y el TLD 700 **Figura 5-1a** es pequeña pero suficiente para discriminar la componente de neutrones del campo mixto, la cual se cuantificó en 11.05 mSv/Gyx. A un metro del isocentro **Figura 5-1b** se observa que la componente de neutrones predomina sobre la componente de fotones y se observa el pico característico del TLD 600 y el aumento en la sensibilidad del material en altas temperaturas, la $H^*(10)$ medida fue de 1.06 mSv/Gyx. En el inicio del laberinto (pasillo) también se observa una fuerte componente de neutrones sobre la componente de fotones **Figura 5-1c**. La componente de neutrones es menor que a un metro del isocentro debido a la distancia del cabezal con el detector 4. En el final del laberinto, fuera de la puerta y cerca de la consola no se pudo efectuar la medición debido a que se superó el umbral de detección del sistema dosimétrico **Figura 5-1d**. En la **Figura 5-2** se presentan las curvas de brillo para los ensayos con un campo de 0.5 x 0.5 cm, en todos estos casos se puede distinguir la componente gamma del campo mixto.



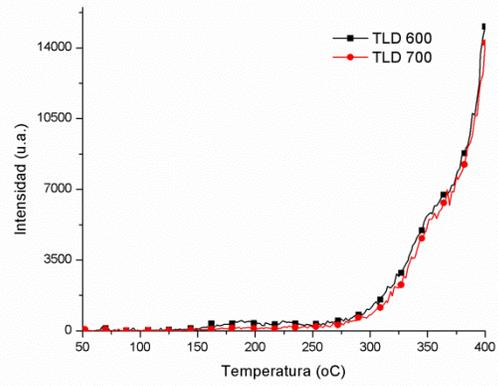
a) Detector 1 (isocentro)



b) Detector 2 (1 m del isocentro)

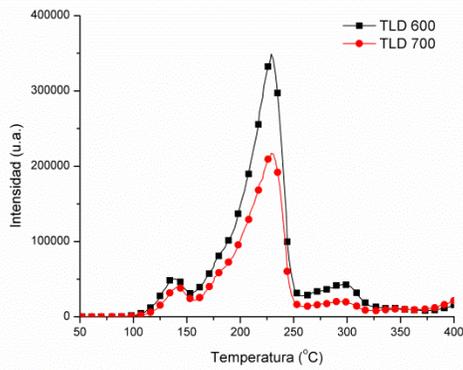


c) Detector 3 (inicio del pasillo)

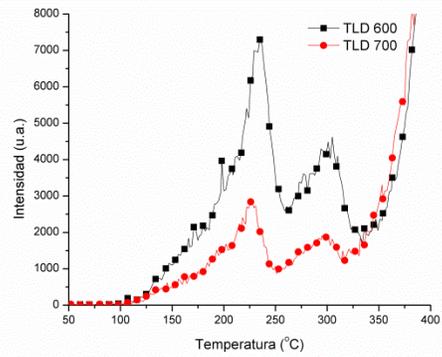


d) Esfera 4 (final del laberinto)

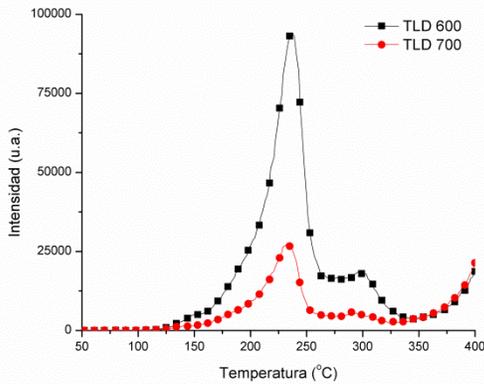
Figura 5-1 Curvas de brillo TL para un campo de 10 x 10 cm.



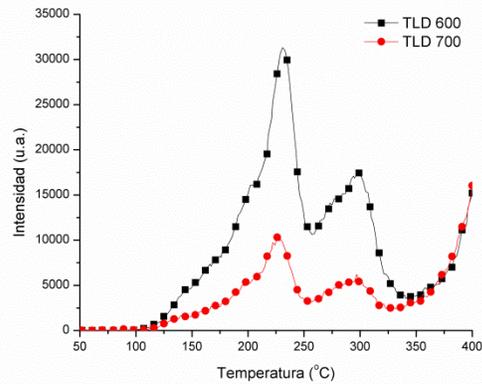
a) Detector 1 (isocentro)



b) Detector 3 (inicio del pasillo, rotación del gantry 270°)



c) Detector 2 (1 m del isocentro con maniquí)



d) Detector 2 (1 m del isocentro sin maniquí)

Figura 5-2 Curvas de brillo TL con el colimador cerrado (campo 0.5 x 0.5 cm)

Para encontrar la dosis equivalente ambiental $H^*(10)$ en distintos puntos de la sala se emplea la fórmula dada en la **Ecuación 5.2**.

$$H^*(10)_{18MV} = 84.34 \frac{\mu Sv}{nC} R_n \quad \text{Ecuación 5.2}$$

En la **Tabla 5-4** se presentan las mediciones de $H^*(10)$ para distintos puntos de la sala y con diferentes configuraciones del LINAC. Se contrastan mediciones con el colimador abierto (campo 10 x 10 cm), cerrado (campo 0.5 x 0.5 cm) y si se colocó en el isocentro una esfera como medio dispersor (maniquí). Para comparar las mediciones con los valores calculados por medio de las fórmulas del NCRP (2005) se multiplicó la $H^*(10)$ por 0.94 que es una relación que se calculó al caracterizar la fuente de $^{239}\text{PuBe}$.

Tabla 5-4 $H^*(10)$ y H para distintos puntos de la sala y diferentes configuraciones del LINAC

Detector	Campo	Fantoma	Gantry	$H^*(10)$ [mSv/GyX]	H [mSv/GyX]
1	0.5x0.5 cm	*****	0°	3.61 ± 0.22	3.39
1	10x10 cm	*****	0°	11.05 ± 4.42	10.39
2	0.5x0.5 cm	Si	0°	1.53 ± 0.12	1.44
2	0.5x0.5 cm	No	0°	0.78 ± 0.05	0.73
2	10x10 cm	Si	0°	1.06 ± 0.1	1.00
3	10x10 cm	Si	0°	0.24 ± 0.04	0.23
3	0.5x0.5 cm	No	270°	0.13	0.12

5.5 Resultados de los métodos de cálculo.

La dosis equivalente H se puede emplear usando el método de Kersey (ver la sección **3.7.2.1 Método de Kersey**). La H correspondiente a d_0 es la medición a 1m del isocentro ya que se forma un triángulo cuyos catetos son la distancia blanco-isocentro (1m), isocentro-detector (1m) y la hipotenusa es la distancia blanco- detector ($d_0 = 1.41 m$). De la **Ecuación 3. 22** para la medición con el colimador cerrado y maniquí, y tomando en cuenta las dimensiones de la sala se tiene:

$$H_{n,D} = 1.44 \frac{mSv}{GyrX} \left(\frac{12.95 m^2}{7.77 m^2} \right) \left(\frac{1.41 m}{6.5 m} \right)^2 10^{-\frac{7.5 m}{5 m}} \quad \text{Ecuación 5.3}$$

El resultado de la operación es $H_{n,D} = 3.57 \times 10^{-3} \frac{mSv}{GyrX}$ convirtiendo a dosis equivalente ambiental se tiene $H * (10) = 3.80 \times 10^{-3} \frac{mSv}{GyrX}$. Con estos datos es posible encontrar la fluencia de neutrones en la entrada interna del laberinto φ_A y Q_n . Combinando las **Ecuación 3. 22**, **Ecuación 3. 23** y **Ecuación 3. 24** se tiene que $\varphi_A = 2.35 \times 10^{10} \frac{n}{m^2 GyrX}$ y $Q_n = 1.68 \times 10^{12} \frac{n}{GyrX}$.

La dosis equivalente de rayos gamma por captura de neutrones en la puerta (h_φ) se calculó mediante la **Ecuación 3. 25** tomando en cuenta los cálculos anteriores se obtuvo:

$$h_\varphi = (6.90 \times 10^{-16} Sv m^2) (2.32 \times 10^{10} \frac{n}{m^2 GyrX}) 10^{-7/6.2} \quad \text{Ecuación 5.4}$$

Tabla 2. Cantidades relevantes para el diseño de la sala

Dosis equivalente en la puerta ($H_{n,D}$)	$3.57 \times 10^{-3} mSv/GyrX$
Dosis equivalente ambiental en la puerta $H^*(10)_{n,D}$	$3.80 \times 10^{-3} mSv/GyrX$
Fluencia en la entrada del laberinto (φ_A)	$2.32 \times 10^{10} n/(m^2 GyrX)$
Término fuente (Q_n)	$3.62 \times 10^{12} n/GyrX$
Dosis equivalente de rayos gamma de captura en la puerta (h_φ)	$1.20 \times 10^{-3} mSv_{\text{gamma}} / GyrX$

Magnitud	Medición	Cálculo	Valores publicados
H_1 [mSv/GyrX] a 1 m blanco	3.39	3.92 MCNPX	2.03 – 3.18 Varian 1800 [IAEA, 2006b]
H_0 [mSv/GyrX] a 1.41 m blanco	1.44	2.04 MCNPX	1.02-1.60 Varian 1800 [IAEA, 2006b]
Q_n [n/GyrX]	-----	1.68×10^{12} Ecuación 3. 24	1.22×10^{12} Varian 1800 [Followill et. al., 2003]

5.7 Respuesta del moderador con respecto a la profundidad

Por otra parte los cálculos Monte Carlo permitieron encontrar la fluencia de neutrones en la esfera de parafina, se observa un máximo a una profundidad de 2 centímetros (**Figura 5-3a**). Esta cantidad está relacionada con la longitud de moderación de neutrones térmicos en el material. La **Figura 5-3b** se obtuvo al multiplicar la fluencia por los factores de conversión a dosis [ICRP, 1996] para esta cantidad se tiene un máximo de $H^*(10)$ en 4 cm lo cual coincide con valor obtenido en el estudio de Nadaie *et. al.*, 2014 usando un fantoma de perspex. En la **Figura 5-3c** se aprecia la energía depositada en las celdas (dosis absorbida), se tiene un máximo a una profundidad de 6 cm, esto muestra la gran capacidad de penetración de esta radiación. Existe una medición de dosis a una profundidad a 0 cm ya que se colocó en ese punto la celda de un TLD, donde se registró la dosis debido a los neutrones térmicos producidos en aire y a los retrodispersados por el medio moderador.

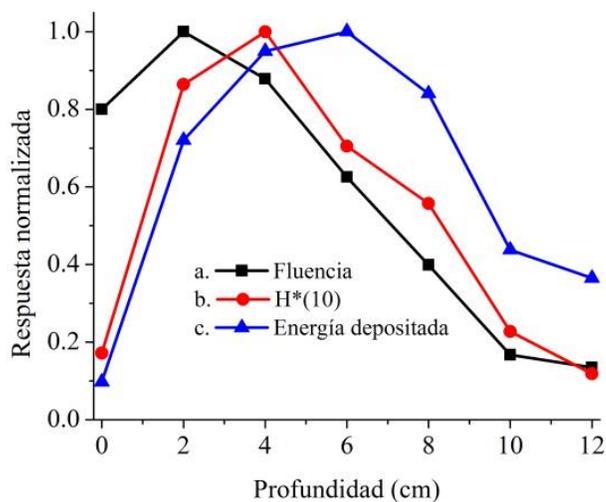


Figura 5-3 Respuesta del moderador con respecto a la profundidad

5.8 Emisión de fotoneutrones por el cabezal

Se calculó el espectro emitido por el cabezal del acelerador mediante una superficie esférica de 1 m de radio con centro en el blanco de tungsteno, la cual envolvió a todos los componentes. Se tomaron en cuenta las secciones de energía que aparecen en el ICRP 74, los factores de conversión de fluencia a dosis y el término fuente (Q_n), se encontró una $H^*(10) = 4.17 \text{ mSv/GyX}$ a 1m de la fuente y un rendimiento del blanco de $10.5E-4$ neutrones/electrón. Los valores calculados por el MCNPX y su diferencia respecto a los valores medidos se muestran en la **Tabla 5-5 Comparación entre los valores medidos y calculados por el MCNPX**.

Distancia del blanco	Mediciones de $H^*(10)$ (mSv/Gy _X)	Cálculos MCNPX $H^*(10)$ (mSv/Gy _X)	Diferencia porcentual
1.00 m	3.61	4.17	13%
1.41 m	1.53	2.17	29%

En la **Figura 5-4** se muestra la contribución de $H^*(10)$ de cada sección de energía de los neutrones, la ausencia de neutrones térmicos se debe a que en el modelo realizado en el MCNPX no se tomaron en cuenta las paredes de concreto.

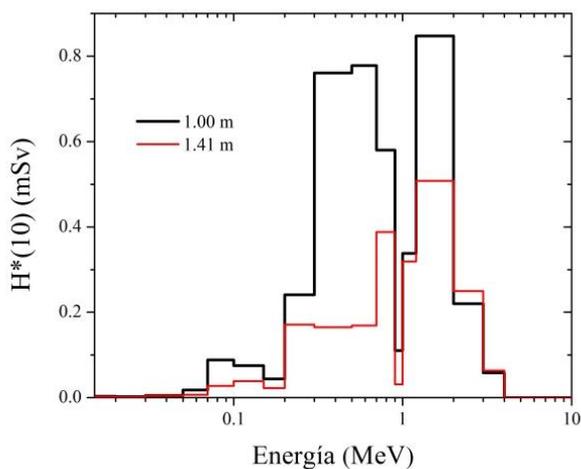


Figura 5-4 Distribución de $H^*(10)$ por el cabezal.

En la Figura 5-5 . Espectro de neutrones en el isocentro celda 5 cm aire se observa el espectro de neutrones en una celda de aire de 5 cm de profundidad, se aprecia la modificación del espectro debido a la moderación de los neutrones en el medio. En ambas

figuras se observan dos picos, uno en el intervalo de 0.1 a 1 MeV y el otro en la región comprendida entre 1 y 4 MeV. Estos se deben a la contribución de los neutrones de evaporación y al proceso de emisión de neutrones de acción directa [Alem-Bezoubiri et al., 2014; Tosi et al., 1991].

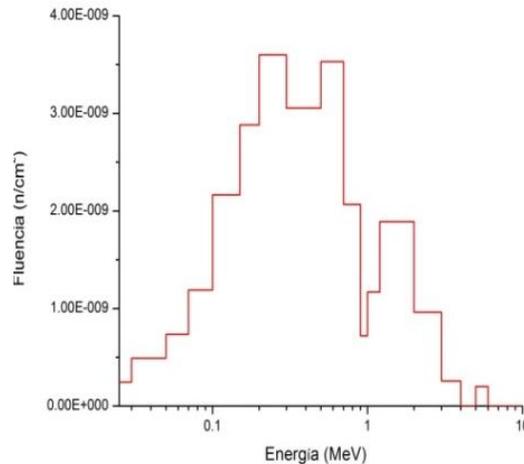


Figura 5-5 . Espectro de neutrones en el isocentro celda 5 cm aire

5.9 Diseño de la puerta de la sala de RT

La dosis equivalente de neutrones por semana en la puerta se obtiene al multiplicar H por la carga de trabajo:

$$H_{semana} = H_{n,D} \times W = 3.92 \times 10^{-3} (mSv/GyrX) \times 500(GyrX) / semana = 1.96 mSv / semana$$

Ecuación 5.5

El reporte No. 116 de la NCRP recomienda como una meta en el diseño del blindaje de áreas controladas tener una dosis equivalente de 0.1 mSv/semana (la mitad de 10 mSv/año dividido entre 50) por lo que es necesario poner una barrera. Para reducir la dosis debido a neutrones de 1.96 mSv/semana a 0.1 mSv/semana el número de TVLs (capas decirreductoras de material) será:

$$nTVL = \log\left(\frac{1.96}{0.1}\right) = 1.29$$

Ecuación 5.6

Normalmente se usa el polietileno boratado que tiene una TVL de 4.5 cm [IAEA, 2006b], el espesor requerido para el blindaje de neutrones será entonces $4.5 \text{ cm} \times 1.29 = 5.8 \text{ cm}$. Es necesario incluir otra capa de blindaje para la radiación debido a fotones que incide en la puerta, en esta se toma en cuenta la dosis semanal de fotones debido a fuga y radiación dispersa (h_d), así como la dosis semanal debido a gammas de captura

Para la radiación gamma de captura

$$h_c = h_\varphi \times W = 1.20 \times 10^{-3} (\text{mSv}/\text{GyrX}) \times 500 (\text{GyrX}) / \text{semana} = 0.6 \text{mSv}/\text{semana}$$

El estudio de la radiación de fuga y dispersa de fotones se encuentra en la memoria analítica del acelerador y se encontró que la $h_d = 0.17 \text{ mSv/semana}$ por lo tanto

$$h_c + h_d = (0.60 + 0.17) \text{ mSv/semana} = 0.77 \text{ mSv/semana}$$

Para reducir la dosis debido a fotones en la puerta de 0.77 mSv/semana a 0.1 mSv/semana el número de TVLs (capas decirreductoras de material) será:

$$nTVL = \log\left(\frac{0.77}{0.1}\right) = 0.89 \quad \text{Ecuación 5.7}$$

En este caso para el blindaje se usará plomo con una TVL de 0.6 cm, el espesor requerido para el blindaje de fotones será entonces $0.6 \text{ cm} \times 0.89 = 0.53 \text{ cm}$

DISCUSIÓN

Sistema dosimétrico

Todas las lecturas de los TLDs inmersos en las esferas superaron las decenas de los nC, por lo que se puede considerar que la parafina sirvió como moderador de neutrones y que es relativamente eficiente. Las pruebas realizadas con la esfera 1 muestran una desviación estándar relativa menor al 5% lo que permite emplearla como detector para aplicaciones de radioterapia. En lo que se refiere a la respuesta de las cuatro esferas, estas presentan la posibilidad de emplearlas en un mismo ensayo o experimento, debido a la dispersión encontrada. Si se requiere reducir el error en las mediciones de las esferas es posible emplear EEC tal como se hizo con los TLDs. En cuanto al comportamiento de la esfera construida con parafina de grado médico se puede decir que fue similar al de las otras esferas por lo que puede ser parte del sistema construido. Los factores de calibración para las esferas permitirá realizar mediciones aproximadas de $H^*(10)$ con fuentes cuya E_{prom} sea alrededor de los 3.55 MeV y $E_{prom} = 0.8166$ MeV.

Mediciones en LINAC

Las mediciones de $H^*(10)$ en el isocentro con campo abierto es mayor que con campo cerrado, sin embargo al observar las señales TL de los detectores no se ve una discriminación eficiente entre el campo mixto y la componente de gammas, por lo que la medición no es confiable. Para las mediciones con campo cerrado se observa una clara diferencia entre las señales TL del campo mixto (TLD 600) y la componente de gammas (TLD 700) por lo que se sugiere que todas las pruebas a isocentro se hagan con campo cerrado. También se observó una buena discriminación de señales a 1m del isocentro y al inicio del laberinto para campo abierto y a campo cerrado. En ambas mediciones se puede apreciar que al colocar un medio dispersor (maniquí) en el isocentro se obtiene una lectura más intensa ya que este también dispersa neutrones. Las mediciones realizadas a mayor distancia no arrojaron datos significativos ya que la intensidad de las lecturas TL eran muy bajas, por lo que es necesario realizar modificaciones al sistema para mejorar su capacidad de detección, sin embargo los datos obtenidos permiten calcular la dosis equivalente H en la puerta del bunker mediante el método de Kersey.

CONCLUSIONES

- Se construyeron varios detectores de campos mixtos de radiación, los cuales tienen la capacidad de discriminar la componente debida a neutrones. La respuesta que brindan las esferas permite que se empleen como un sistema de detección en varios puntos de una sala con una fuente de neutrones, por lo que se cumple el objetivo de construir un sistema de detección de neutrones.
- Empleando una fuente de referencia con una E_{prom} cercana a la emisión de fotoneutrones de un acelerador fue posible hacer mediciones de $H^*(10)$ en 3 de los 6 puntos propuestos. Las mediciones a 1m presentan valores cercanos a los reportados en la documentación de la instalación y su orden de magnitud concuerda con las reportadas con otros aceleradores.
- La colocación del material, lectura de los dosímetros y procesamiento de los datos pueden ser realizados por el personal de física médica o dosimetría en un tiempo razonable para hacerlo de rutina.
- Es necesario aumentar la sensibilidad de los detectores para obtener lecturas en la puerta de la sala (dentro y fuera del bunker) y cerca de la consola. Esto queda como tarea pendiente o trabajo a futuro.

REFERENCIAS

- Alem-Bezoubiri A; Bezoubiri F; Badreddine A; Mazrou H; Lounis-Mokrani Z. (2014). *Monte Carlo estimation of photoneutrons spectra and dose equivalent around an 18MV medical linear accelerator*. Radiation Physics and Chemistry, 97, 381–392.
- Aparicio C; Miranda H; Gómez J; Llosa M. (2004). *Moderación de neutrones con polietileno y parafina*. Revista de Investigación Física Vol 7 No. 1,2: 79-82.
- Attix F.H. (2004). *Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry*. Wiley.
- Barquero R; Mendez R; Iñiguez M. P; Vega H. R; Voytchev M. (2002). Thermoluminescence measurements of neutron dose around a medical LINAC. Radiat Prot Dosimetry 101(1-4) pp 493-496.
- Çeçen Y; (2013). *Monte Carlo radiation transport in external beam radiotherapy*. Bitlis Eren Univ J Sci & Technol. ISSN 2146-7706, 3, 1-5
- Chu W.H.; Lan, J.H.; Chao T.C.; Lee C.C.; Tung C.J. (2011). *Neutron spectrometry and dosimetry around 15 MV linac*. Radiation Measurements, 46: 1741-1744.
- Delgado A; Muñoz J. L; Gómez Ros J. M; Romero A. M; Rodríguez R. (2007). *On the use of LiF TLD-600 in neutron-gamma mixed fields*. Radiation Protection Dosimetry, Vol. 125, No. 1–4, pp. 327–330
- Esposito A; Begdoni R; Lembo L; Morelli M. (2008). *Determination of neutron spectra around 18 MV medical LINAC with a passive Bonner spectrometer based on gold foils and TLD pairs*. Radiation Measurements 43: 1038-1043.
- European Commission. (2006). *Dosimetry research*. European Communities. ISBN: 92-79-01646-6
- Followill D.S.; Stovall M.S.; Kry S.F.; Ibbott G.S. (2003). *Neutron source strength measurements for Varian, Siemens, Elekta, and General Electric linear accelerators*. JACMP Vol. 4 No. 3.
- Ghasemi A; Pourfallah T.A.; Akbari M.R.; Babapour H; Shahidi M. (2015). *Photo neutron dose equivalent rate in 15 MV X-ray beam from a Siemens Primus Linac*. J Med Phys, 40:90-4

- Ghiasi H; Mesbahi A; (2010). *Monte Carlo characterization of photoneutrons in the radiation therapy with high energy photons : a Comparison between simplified and full Monte Carlo models*. Iranian Journal of Radiation Protection, 8(3), 187–193.
- Gómez-Ros J.M; Bedogni R; Moraleda M; Romero A; Delgado A; Esposito A. (2010). *Design and validation of a single sphere multi-detector neutron spectrometer based on LiF: Mg,Cu,P thermoluminescent dosimeters*. Radiat. Meas., 45 1220-1223
- Guzmán-García K.A.; Borja-Hernández C.G.; Valero-Luna C; Hernández-Dávila V.M.; Vega-Carrillo H.R. (2012). *Passive neutron area monitor with TLD pairs*. Revista Mexicana de Física 58: 220-223.
- Hsu F.Y.; Chang Y.L.; Liu M.T.; Huang S.S.; Yu C.C. (2010). *Dose estimation of the neutrons induced by the high energy medical linear accelerator using dual-TLD chips*. Radiation Measurements, 45(3-6), 739–741.
- ICRP Publication 74. (1996). *Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation*. Annals of the ICRP 26(3-4): 1-205
- International Atomic Energy Agency. (2001). *Compendium of neutron spectra and detector responses for radiation protection purposes*. Technical reports series no. 403.
- International Atomic Energy Agency. (2000) *Calibration of radiation protection monitoring instruments Safety Reports Series 16*. IAEA.
- International Atomic Energy Agency. (2006a). *Applying radiation safety standards in radiotherapy. Safety report No.38*. IAEA.
- International Atomic Energy Agency. (2006b). *Radiation protection in the design of radiotherapy facilities safety reports series no. 47* IAEA.
- Jayarman S; Lanzl L.H. (2004). *Clinical Radiotherapy Physics*.Springer-Verlag Heiberg. New York.
- Knoll G. F. (2003) *Radiation Detection and Measurement*. John Wiley & Sons.
- Larcher A.M.; Bonet-Durán S.M.; Lerner A.M. (2000). *Dosis ocupacional debida a neutrones en aceleradores lineales de uso médico*. Autoridad regulatoria nuclear Argentina.

- Ma, A., Awotwi-Pratt J., Alghamdi A., Alfuraih A., Spyrou N. M. 2008. *Monte Carlo study of photoneutron production in the Varian Clinac 2100C linac*. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 276, 119-123
- Martin J. E. *Physics for radiation protection a handbook* (2006) WILEY-VCH Verlag.
- NCRP (1993). *Limitation of Exposure to Ionizing Radiation*. National Council on Radiation Protection and Measurements Report No. 116. Bethesda, Maryland.
- NCRP. (1984). *Neutron contamination from medical electron accelerators*. National Council on Radiation Protection and Measurements, Report 79.
- NCRP. (2005). *Structural shielding design and evaluation for megavoltage x- and gamma-ray radiotherapy*. National Council on Radiation Protection and Measurements, Report 151, Bethesda, MD.
- Nedaie H.A.; Darestani H; Banaee N; Shagholi N; Mohammadi K; Shahvar A; Bayat E. (2014). *Neutron dose measurements of Varian and Elekta linacs by TLD600 and TLD700 dosimeters and comparison with MCNP calculations*. Journal of Medical Physics, 39, 10-17.
- Ortega X; Jaume J. (1996). *Radiaciones ionizantes: utilización y riesgos*. Univ. Politèc. de Catalunya.
- Paredes, L. (2001). *Fluencia de Neutrones en un acelerador de electrones de 18 MeV para terapia*. Tesis de maestría. UAEM-ININ.
- Podgorsak E.B. (2005). *Radiation oncology physics: a handbook for teachers and students*. International Atomic Energy Agency.
- Podgorsak, E.B. (2006). *Radiation physics for physicists*. Springer-Verlag Berlin Heidelberg.
- Rivera J.C.; Dealmeida C.E. (2008). *The measurement of photoneutron dose in the vicinity of clinical linear accelerators*. Radiat Prot Dosimetry. 130(4):403-9.
- Seco J; Verhaegen F. (2013). *Monte Carlo Techniques in Radiation Therapy*. Taylor & Francis Group, LLC. ISBN-13: 978-1-4665-0794-4
- Shani G. (2001). *Radiation dosimetry : instrumentation and methods*. CRC Press LLC. ISBN 0-8493-1505-0.

- Vazquez-Quino, L., Massingill, B., Shi, C., Gutierrez, A., Esquivel, C., Eng, T., Papanikolaou, N., & Stathakis, S. (2012). *Monte Carlo modeling of a Novalis TX Varian 6 MV with HD-120 multileaf collimator*. *Journal of Applied Clinical Medical Physics*, 13, 300-313.
- Vázquez J. (2012). *Protocolo de verificación dosimétrica de fotoneutrones en aceleradores lineales de uso clínico*. Tesis de maestría. CICATA Legaria IPN.
- Vega-Carrillo H.R. (2002). *TLD pairs, as thermal neutron detectors in neutron multisphere spectrometry*. *Radiation Measurements*, 35, 251-254.
- Vega-Carrillo H.R.; Baltazar-Raigosa A. (2010a). *Photoneutron spectra around an 18 MV LINAC*. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 287, 323–327.
- Vega-Carrillo H.R.; Hernández-Almaraz B; Hernández-Dávila V.M; Ortíz-Hernández. (2010b). *Neutron spectrum and doses in a 18 MV LINAC*. *J Radioanal Nucl Chem* 283: 261-265.
- Vega-Carrillo H.R.; Hernández-Dávila V.M. (2011). *Espectro de neutrones de la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ de la ESFM-IPN*. Reporte No. 007/PUBE/06061111, Universidad Autónoma de Zacatecas, México.
- Vega-Carrillo, H.R.; Guzman-Garcia, K.A.; Gallego E; Lorente A. (2014a). *Passive neutron area monitor with pairs of TLDs as neutron detector*. *Radiation Measurements*, 69, 30-34.
- Vega-Carrillo H.R.; Hernández-Dávila V.M.; Aguilar F; Paredes L; Rivera T. (2014b). *Neutron spectra at two beam ports of a TRIGA Mark III reactor loaded with HEU fuel*. *Applied Radiation and Isotopes*, 83, 252-255.
- Thermo Electron. (2005). *Model 3500 Manual TLD Reader with Win REMS Operator's Manual Publication No. 3500-W-O-0805-005*. P. 6-9.
- Tosi G; Torresin A; Agosteo S; Para A.F.; Sangiust V; Zeni L. (1991). *Neutron measurements around medical electron accelerators by active and passive detection techniques*. *Med. Phys.*, 18(1): 54-60.
- Wernli C; Scherrer, P. (2004) *External dosimetry: operational quantities and their measurement*. 11th International Congress IRPA, Madrid.

White M.C.; Little R.C.; Chadwick M.B. (1999). *Photonuclear physics in MCNP(X)*. Proc. of the ANS on Nuclear Applications of Accelerator Technology, 836(X), 515–519.

X-5 Monte Carlo team. (2003) *MCNP - A general Monte Carlo n-particle transport code, version 5. volume i: overview and theory*. Los Alamos National Laboratory report la-ur-03-1987.