



UNIVERSIDAD NACIONAL DE COLOMBIA

SIMULACIÓN PARA DOSIMETRÍA PERSONAL DE NEUTRONES

WILSON DAVID QUICENO BETANCOURT

Universidad Nacional de Colombia
Facultad, de Ciencias, Escuela de Física
Medellín, Colombia

2014

SIMULACIÓN PARA DOSIMETRÍA PERSONAL DE NEUTRONES

WILSON DAVID QUICENO BETANCOURT

Tesis presentada como requisito parcial para optar al título de:

Magister en Ciencias-Física

Director:

Ph.D. Jorge Anselmo Puerta Ortiz

Línea de Investigación:

Dosimetría Externa

Grupo de Investigación:

Física Radiológica

Universidad Nacional de Colombia
Facultad de Ciencias, Escuela de Física
Medellín, Colombia

2014

*“Para que pueda surgir lo posible es
preciso intentar una y otra vez lo
imposible”*

Herman Hesse

*“La noche es más oscura antes del
amanecer”*

The dark knight.

Contenido

	Pág.
Lista de figuras.....	IX
Lista de tablas	X
Introducción	1
OBJETIVOS.....	4
1. FUNDAMENTOS TEÓRICOS.....	5
1.1 Dosimetría externa	5
1.1.1 Magnitudes para la caracterización de la interacción de los neutrones con la materia.....	6
1.2 Física del neutrón	10
1.2.1 Interacción de los neutrones con la materia	11
1.3 Dosimetría personal para neutrones	12
1.3.1 Dosímetro TLD.....	13
1.3.2 Dosímetro por OSL	14
1.3.3 Dosímetros de criticidad.....	15
1.4 Activación neutrónica.....	16
1.5 Método de Montecarlo	19
1.5.1 Código MCNP	20
1.5.2 Transporte de neutrones.....	21
1.5.3 Estructura de los archivos de entrada en MCNP	22
2. Materiales y Métodos	24
2.1 Características de la fuente	24
2.2 Fuentes de referencia	26
2.3 Cálculos con Montecarlo.....	30
2.3.1 Geometría óptima	34
2.3.2 Caracterización del dosímetro.....	39
2.3.3 Prueba de la simulación	40
2.3.4 Factores de conversión para las diferentes fuentes de referencia	40
3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN.....	41
3.1 Geometría óptima	41
3.2 Caracterización del dosímetro	43
3.3 Prueba de la simulación.....	46
3.4 Factores de conversión para las diferentes fuentes de referencia	48
3.5 Cálculo de los coeficientes de conversión de $H_p(10)$ en función de la actividad.....	50

3.6	Sistema dosimétrico	52
4.	Conclusiones y recomendaciones	53
4.1	Conclusiones.....	53
4.2	Recomendaciones.....	54
A.	Anexo: Fuentes de referencia	55
B.	Anexo: Definición de los coeficientes de conversión en MCNP.....	57
5.	Bibliografía	59

Lista de figuras

	Pág.
Figura 1-1: Esquema simplificado del modelo de bandas de energía.	14
Figura 1-2: Dosímetro de luminiscencia ópticamente estimulada.....	15
Figura 1-3: Actividad inducida en función del tiempo.	18
Figura 2-1: Imagen de la fuente de neutrones	25
Figura 2-2: Modelo esquemático de la Fuente de Neutrones.	26
Figura 2-3: Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$	28
Figura 2-4: Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de ^{252}Cf	28
Figura 2-5: Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{241}\text{Am-B}$	29
Figura 2-6: Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{241}\text{Am-Be}$	29
Figura 2-7: Definición del tally fm4.	34
Figura 2-8: Geometría para el dosímetro propuesto.	35
Figura 2-9: Definición de la fuente de neutrones en MCNP.	36
Figura 2-10: Sección eficaz del oro.	37
Figura 2-11: Sección eficaz del azufre.	37
Figura 2-12: Molécula de la parafina, es una cadena lineal no ramificada.	38
Figura 2-13: Definición de la fuente monoenergética.	39
Figura 3-1: Kerma por unidad de flujo.	43
Figura 3-2: Actividad por unidad de flujo para el ^{198}Au	44
Figura 3-3: Actividad por unidad de flujo para el ^{32}P	44
Figura 3-4: Kerma en función de la activación para el Au.	45
Figura 3-5: Kerma en función de la activación para el S.	45
Figura 3-6: Coeficientes de conversión de flujo a kerma en el agua	46
Figura 3-7: Comparación de los coeficientes de conversión.	47
Figura 3-8: Comparación de la respuesta en agua y en parafina.	48
Figura 3-9: $H_p(10)$ en función de la actividad para el oro.	51
Figura 3-10: $H_p(10)$ en función de la actividad para el azufre.	51
Figura A-1: Phantoms para la calibración de dosímetros personales.	54
Figura A-2: Definición de los coeficientes de conversión.	57

Lista de tablas

	Pág.
Tabla 1-1: Rangos de distribución de energía neutrónica.	10
Tabla 2-1: Características de una fuente de Neutrones 3241-C.....	25
Tabla 2-2: Fuentes de referencia.	30
Tabla 2-3: Tipos de reacciones simuladas MCNP.....	32
Tabla 2-4: Geometría de las placas de oro	35
Tabla 2-5: Áreas y espesores simulados	36
Tabla 2-6: Libería de los Materiales utilizados en la simulación.	39
Tabla 3-1: Reacciones de activación esperadas.....	41
Tabla 3-2: Isótopos que pueden ser medidos en el laboratorio.....	42
Tabla 3-3: Respuesta de las placas de activación en función del área.	42
Tabla 3-4: Respuesta de las placas de activación en función del espesor.....	43
Tabla 3-5: Resultados obtenidos para las diferentes fuentes.....	48
Tabla 3-6: Comparación de $H_p(10)$ para las diferentes fuentes.....	49
Tabla 3-7: Coeficientes de conversión para las diferentes fuentes.	50
Tabla 3-8: Actividad teórica producida en el tiempo.....	52

Introducción

El ser humano se encuentra constantemente sometido al fenómeno de la radiactividad de origen natural y en más de cien años de desarrollo ha producido aplicaciones que potencializan el uso de la radiactividad en aplicaciones médicas, industriales y en investigación, instalando diferentes fuentes de radiación e incrementando las situaciones de exposición a la radiación ionizante. Para el correcto desarrollo de estas aplicaciones es necesario disponer de un sistema de protección radiológica, que regule el uso de las radiaciones ionizantes, reduciendo los efectos perjudiciales en la salud de las personas y en el medio ambiente. (ICRP, 2007).

Para cuantificar el detrimento a la salud es necesario evaluar la dosis efectiva de los trabajadores ocupacionalmente expuestos, asegurando que en condiciones normales de trabajo no se superen los límites de dosis. Para estimar la dosis efectiva que recibe un trabajador en una exposición individual por fuentes externas, se usan diferentes sistemas de detección llamados dosímetros, que se ubican en distintas partes del cuerpo en que se prevea la más alta exposición, y se reporta el equivalente de dosis personal $H_p(10)$. Esta medida, asumiendo una exposición uniforme sobre todo el cuerpo, puede ser tomada como una evaluación de la dosis efectiva (ICRP, 2007, pág. 65).

El $H_p(10)$ sirve para el diseño de programas de monitoreo estableciendo la dosis en las distintas prácticas, para reducir las exposiciones al nivel más bajo que razonablemente pueda ser alcanzado, según las recomendaciones del Comisión Internacional de Protección Radiológica ICRP.

Cuando una persona ocupacionalmente expuesta está sometida a campos mixtos de radiación, se requiere un detector adicional o de características más específicas que permita una evaluación precisa de las magnitudes dosimétricas de interés. Los dosímetros personales para fotones o para partículas cargadas son dispositivos muy precisos y confiables, que cumplen con todos los criterios de la protección radiológica. La dosimetría personal para neutrones presenta diferentes problemas para los cálculos de

dosis, el principal de ellos radica en conocer el espectro energético del campo de neutrones a detectar, ya que los factores de ponderación para neutrones, que permiten calcular la dosis equivalente a partir de la dosis absorbida, dependen fuertemente de la energía de los mismos; por lo que se limita su uso a aplicaciones muy específicas. Otra falencia de estos sistemas es que al ser partículas carentes de carga eléctrica y al no interactuar con los campos eléctricos de los átomos, no producen una señal medible directamente en los detectores, restringiendo su detección a través de las partículas cargadas secundarias, que se originan mediante los distintos mecanismos de interacción de estos con los distintos componentes del material escogido como detector, y cada tipo de interacción a su vez dependerá de la energía de los neutrones y de la sección eficaz del material.

En el país existen muy pocas empresas que presten el servicio de dosimetría personal para neutrones y la mayoría de ellas también ofrecen el servicio de representación legal de empresas más grandes en el exterior, a través de OSL (Luminiscencia Estimulada Ópticamente) o TLDs (dosímetros termoluminiscentes), cuyos sistemas de calibración, caracterización, lectura e interpretación se realizan en el exterior, y su representación en Colombia solo hace el papel de intermediaria, manteniendo la base de datos de los usuarios y su dosis recibida. A nivel interno, el Servicio Geológico Colombiano – Bogotá, presta el servicio a través del uso del TLDs, pero, debido a infraestructura y políticas internas, es muy limitado.

El propósito de este trabajo es presentar el desarrollo de un sistema de dosimetría personal para neutrones por el método de activación neutrónica, que permita una evaluación precisa de las magnitudes dosimétricas de interés, validado mediante una simulación teórica en la que se estudia su respuesta a diferentes campos de radiación neutrónica.

Los resultados de este trabajo constituyen un aporte para los sistemas de dosimetría personal de neutrones, reportando los factores de conversión de $H_p(10)$ en función de la activación para el sistema dosimétrico propuesto.

En el capítulo 1 se realiza una descripción de los fundamentos teóricos básicos, enfocada en la problemática de la dosimetría personal de neutrones, realizando una descripción de los conceptos físicos fundamentales para el desarrollo de este trabajo,

con base en las definiciones de las magnitudes recomendadas por la Comisión Internacional de Unidades de Radiación (ICRU) y por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP). Se realiza además una descripción de la física del neutrón, centrada en los mecanismos de interacción de este con la materia. Y por último se presentan las principales características del programa MCNP, que se utilizó para la realización de este trabajo.

En el capítulo 2 se presentan las metodologías y materiales utilizados. Para esto se describen las características principales de la fuente de neutrones a simular, las fuentes utilizadas para calibración, las características del dosímetro propuesto y los códigos utilizados para el desarrollo del modelo matemático para la activación y los cálculos mediante el Método de Monte Carlo.

El capítulo 3 muestra los resultados obtenidos, logrando una geometría óptima de simulación y caracterizando la respuesta del dosímetro en función del flujo incidente sobre este, consiguiendo un modelo de dosímetro personal de neutrones por el método de activación, que permita obtener el equivalente de dosis personal.

OBJETIVOS

Objetivo general

Realizar una simulación a través del método de Montecarlo de sistema dosimétrico por activación neutrónica, con el fin de obtener factores de conversión para calcular la dosis equivalente personal $H_p(10)$.

Objetivos específicos

- Realizar la simulación por el método de Montecarlo en MCNPX, emulando la interacción de neutrones emitidos por fuentes de calibración, con placas de activación de Au y S inmersos en parafina, cuyos materiales sirven como dosímetro personal.
- Cálculo del $H_p(10)$ para neutrones.
- Analizar y comparar los resultados obtenidos con otros datos disponibles en la literatura.
- Obtener factores de conversión, para calcular la dosis equivalente personal $H_p(10)$ a partir de la activación neutrónica.

1.FUNDAMENTOS TEÓRICOS

1.1 Dosimetría externa

La dosimetría externa es la medida de la dosis producto de las exposiciones a fuentes de radiación que están fuera del cuerpo del trabajador expuesto. Tales dosis se miden generalmente mediante un dosímetro personal. La configuración de estos dosímetros variará según el campo de radiación y según la actividad laboral que tenga que desempeñar el trabajador ocupacionalmente expuesto. Las dimensiones del dosímetro generalmente son de carácter reducido, con el propósito de que el trabajador pueda llevarlo en su rutina de trabajo. El formato más utilizado se lleva normalmente sobre la ropa, en la zona pectoral, de tal manera que el dosímetro proporcione una medida representativa de la radiación que ha sido absorbida por el cuerpo del trabajador, estimando el equivalente de dosis personal $H_p(10)$. El dosímetro debe ser usado durante los períodos de posible exposición, para monitorear la dosis acumulada del individuo y garantizando que no se superen los niveles y límites de referencia (IAEA International Atomic Energy Agency, 2004) .

La vigilancia individual mediante un dosímetro personal se realiza con el propósito de verificar que la exposición de los trabajadores ha sido optimizada, verificando que no se han superado los límites fijados por la autoridad y proporcionando información en caso de exposición accidental. El uso de estos dosímetros es legalmente obligatorio cuando la exposición supera determinados valores de referencia. Los efectos de la radiación externa se miden a través de la magnitud dosis efectiva E , que no es medible directamente, pero a bajas dosis y suponiendo una exposición uniforme el $H_p(10)$ provee un valor de la dosis efectiva suficientemente preciso para los objetivos de protección radiológica (ICRP, 2007).

El equivalente de dosis personal $H_p(d)$ es una magnitud operacional: el equivalente de dosis en tejido blando (comúnmente interpretado como “la esfera ICRU”) a una

profundidad apropiada, d , por debajo de un punto especificado del cuerpo humano. La unidad del equivalente de dosis personal es el julio por kilogramo ($J\ kg^{-1}$) y su unidad especial es el sievert (Sv). El punto especificado está usualmente determinado por la posición en la que se porta el dosímetro individual (ICRP, 2007, pág. 23). Para neutrones, por ser radiación altamente penetrante, se usa $d=10\ mm$ de profundidad.

Las magnitudes operacionales tampoco pueden ser medidas directamente; deben ser calculadas a partir de las magnitudes físicas mediante los diferentes factores de ponderación definidos por la ICRU y la ICRP. En el caso de los neutrones, las magnitudes físicas más fácilmente medibles son la fluencia y su distribución energética o el Kerma, o sus respectivas tasas.

1.1.1 Magnitudes para la caracterización de la interacción de los neutrones con la materia

Fluencia de Neutrones Φ

La fluencia de neutrones en un punto de interés se define como el cociente de dN por da , donde dN es el número de partículas que inciden en una esfera de sección recta da en un tiempo Δt (desde t_0 a t) centrada en dicho punto. La fluencia neutrónica se expresa en cm^{-2} :

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad (1.1)$$

La tasa de fluencia φ se define como la variación de la fluencia en función del tiempo, dado por el cociente de $d\Phi$ por dt , donde $d\Phi$ es el incremento de partículas en un intervalo de tiempo dt , con unidades de $m^{-2}s^{-1}$.

$$\varphi = \frac{d\Phi}{dt} = \frac{d^2N}{da \cdot dt} \quad (1.2)$$

Fluencia de Energía Ψ

Sea dR la energía total (excluida la de la masa en reposo) que transporta el conjunto de dN partículas que inciden en la esfera de sección recta da en un tiempo Δt , sus unidades son $J.m^{-2}$

$$\Psi = \frac{dR}{da} \quad (1.3)$$

Si las partículas son monoenergéticas $R=N.E$ por lo tanto: $\Psi = \Phi.E$

La tasa de fluencia ψ se define como el incremento de la energía radiante incidente en un intervalo de tiempo dt .

$$\psi = \frac{d\Psi}{dt} = \frac{d^2R}{da.dt} \quad (1.4)$$

Kerma K

El nombre se deriva de las iniciales en inglés de energía cinética liberada por unidad de masa (kinetic energy released per unit mass), y se define como el cociente dE_{Tr}/dm , donde dE_{Tr} es igual a la suma de las energías cinéticas de todas las partículas ionizantes cargadas, liberadas por partículas ionizantes no cargadas, en un material de masa m .

$$K = \frac{dE_{Tr}}{dm} \quad (1.5)$$

La unidad en el SI de Kerma es el gray (Gy), equivalente a julio/kilogramo. Debe destacarse que dE_{Tr} incluye la energía cinética que las partículas cargadas invierten en colisiones, la energía radiada por emisión de radiación de frenado y la energía cinética de cualquier partícula cargada secundaria originada.

Para neutrones monoenergéticos, a través de la definición del coeficiente másico de transferencia de energía, el kerma en un punto también puede definirse como:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} = \Psi \left(\frac{\mu_{tr}}{\rho} \right)_{E, Z} \quad (1.6)$$

Donde $\left(\frac{\mu_{tr}}{\rho} \right)_{E, Z}$ es el coeficiente másico de transferencia de energía, μ_{tr} es el coeficiente de atenuación lineal en cm^{-1} , ρ la densidad del medio. Y así el kerma para neutrones se expresa en:

$$K = \Phi(F_n)_{E, Z} \quad (1.7)$$

Donde Φ es la fluencia de neutrones en un punto, y $(F_n)_{E, Z}$ es el factor kerma, que depende de la energía de los neutrones incidentes y del Z material. Es calculado como el producto del coeficiente másico de transferencia de energía por la energía.

Cuando se tiene un espectro de energía bastaría con integrar la distribución de fluencia:

$$K = \int_0^{E_{max}} \Phi(E) \cdot (F_n)_{E,Z} \cdot dE \quad (1.8)$$

Obteniendo un factor kerma promedio en función de la fluencia total y el kerma:

$$(\bar{F}_n) = \frac{K}{\Phi} = \frac{\int_0^{E_{max}} \Phi'(E) \cdot (F_n)_{E,Z} \cdot dE}{\int_0^{E_{max}} \Phi'(E) dE} \quad (1.9)$$

Dosis Absorbida D

Se define como el cociente entre la energía media impartida $d\bar{\epsilon}$ por las radiaciones ionizantes a la materia por unidad de masa, donde dm corresponde al elemento de masa de dicho elemento de volumen del medio atravesado. Su unidad es el Gy. La energía impartida depende del coeficiente de absorción másico de energía. Tal que:

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm} = \Psi \left(\frac{\mu_{tr}}{\rho} \right)_{E, Z} \quad (1.10)$$

Los neutrones, por ser partículas indirectamente ionizantes, cuando interactúan con la materia, alcanzan la condición de equilibrio de las partículas cargadas. Bajo esta condición, se cumple que el coeficiente de absorción másico de energía será igual al coeficiente de transferencia másico de energía, logrando que la dosis absorbida sea numéricamente igual al Kerma

$$D = K = \Phi(F_n)_{E, Z} \quad (1.11)$$

Dosis Equivalente H

Esta magnitud cuantifica la probabilidad de que se produzcan efectos estocásticos a la salud; estos efectos dependerán de la dosis absorbida en un tejido u órgano y del tipo de radiación que origina dicha dosis. El factor que estima la "calidad" de la radiación se denomina factor de ponderación de la radiación w_R , el cual se basa en la eficiencia

biológica relativa para distintos campos de radiación. Y así la dosis equivalente en un órgano o tejido H_T , estará definida por:

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R} \quad (1.12)$$

Donde $D_{T,R}$ es la dosis absorbida promedio en el órgano o tejido T, debida a la radiación R. Y tiene como unidad el sievert (Sv).

En el caso de los neutrones, según la ICRP 103, el factor de ponderación se calcula a partir de una función continua que depende de la energía:

$$w_R = \begin{cases} 2.5 + 18.2 e^{-\frac{(\ln E_n)^2}{6}} & E_n < 1 \text{ MeV} \\ 5.0 + 17.0 e^{-\frac{(\ln 2 E_n)^2}{6}} & 1 \text{ MeV} < E_n < 50 \text{ MeV} \end{cases} \quad (1.13)$$

Como esta magnitud no se puede medir directamente, para el caso de los neutrones se estima a partir de la fluencia en un punto de referencia, mediante $h_\phi = \frac{H}{\phi}$ tal que h_ϕ son los coeficientes de conversión tabulados por la ICRP.

Dosis Efectiva E

Esta magnitud cuantifica la probabilidad total de que se produzcan efectos estocásticos. En una persona irradiada a cuerpo completo, los efectos dependerán de la dosis absorbida en cada tejido u órgano irradiado, ya que cada uno presenta diferentes sensibilidades. Se define como la suma ponderada de la dosis equivalente repartida en todo el cuerpo:

$$E = \sum_T w_T H_T \quad (1.14)$$

Donde w_T es el factor de ponderación para cada tejido T, tal que para una exposición del cuerpo entero $\sum_T w_T = 1$. Los valores w_T se escogen para representar las contribuciones individuales de cada órgano o tejidos al detrimento total de la radiación. Su unidad es el Sievert (Sv).

1.2 Física del neutrón

Los neutrones, por la ausencia de carga eléctrica, poseen un poder de penetración muy elevado, y solo interactúan con los núcleos de los átomos del material mediante colisiones directas en las que actúan fuerzas nucleares de corto alcance. En caso de presentarse interacciones con electrones al atravesar un medio, no se alteraría el movimiento del neutrón, debido a la gran diferencia entre sus masas.

Las interacciones entre neutrones y núcleos se dividen en dos grupos: interacciones de dispersión y de absorción, las cuales se caracterizan mediante diferentes probabilidades (sección eficaz).

La sección eficaz microscópica σ se utiliza para caracterizar al medio absorbente. Su valor varía en función de la energía de los neutrones y da una medida de la probabilidad de interacción por átomo. Su unidad es el barn, que equivale a 10^{-24} cm².

La variación irregular de la sección eficaz para cada tipo de interacción ha incitado a clasificar los neutrones en diferentes categorías. De acuerdo con su energía, los neutrones se clasifican en:

Tabla 1-1: Rangos de distribución de energía neutrónica.

NOMBRE CONVENCIONAL	RANGO DE ENERGÍA
Térmicos	< 0.1 eV
Intermedios	0.5 eV – 10 KeV
Rápidos	10 KeV – 10 MeV
Relativistas	> 10 MeV

- **neutrones térmicos:** son aquellos que se encuentran en equilibrio térmico con los núcleos del medio donde se encuentran. Estos neutrones poseen una energía promedio de 0.025 eV, correspondiente a la agitación térmica del medio ambiente.
- **Neutrones intermedios:** son el producto de las diferentes colisiones que presentan los neutrones rápidos en materiales de bajo número atómico, disminuyendo su energía cinética. La distribución de estos neutrones es proporcional al inverso de su velocidad.

- **Neutrones rápidos:** son aquellos que tienen una energía superior a unas decenas de KeV y se obtienen mediante procesos nucleares.
- **Relativistas** son todos los neutrones cuya energía es superior a los 10 MeV.

1.2.1 Interacción de los neutrones con la materia

Como se mencionó antes, los neutrones libres interactúan con la materia mediante colisiones sobre los núcleos de los elementos que la conforman. En cada choque cede parte de su energía en forma de energía cinética y la transferencia de energía es mayor cuando el neutrón interactúa con núcleos ligeros. Cuando el frenado de los neutrones se produce de manera gradual, se denomina termalización. En este proceso los neutrones incidentes pierden su energía mediante colisiones, conduciendo a una situación de equilibrio térmico con los núcleos del medio ambiente.

Dispersión:

- **Dispersión elástica (n, n).** Los neutrones incidentes ceden una parte de su energía cinética a los núcleos de los átomos del medio, produciéndose un retroceso del núcleo, y queda en un estado estable. Las leyes de conservación de la cantidad de movimiento y de la energía determinan la relación entre las energías del neutrón incidente y la cedida en el retroceso.
- **Dispersión inelástica (n, 'n).** El neutrón incidente es capturado (núcleo compuesto), y se reemite con una energía menor de la que correspondería a una dispersión elástica. El núcleo residual queda en estado excitado, volviendo a su estado fundamental mediante la emisión de radiación gamma.

Absorción:

- **Captura radiactiva (n, γ).** Un neutrón es capturado por un núcleo (bajo la condición de que el neutrón y el núcleo blanco posean energías similares), formando un núcleo compuesto de número másico $A + 1$, pasando a un estado excitado. Para regresar al estado fundamental, emite el exceso de energía como radiación gamma. Generalmente el núcleo recién formado es radiactivo, debido a

que la relación entre neutrones y protones resulta excesiva, y esté para alcanzar la estabilidad decae normalmente por el proceso de emisión beta menos.

- **Reacción nuclear con emisión de partículas cargadas.** En una reacción nuclear un neutrón al colisionar con el núcleo es capturado; en este proceso se presenta la combinación o fragmentación del núcleo atómico, fenómeno que es acompañado con la liberación o absorción de grandes cantidades de energía y la liberación de diferentes partículas. Cuando este fenómeno se presenta se forman nuevos elementos. La liberación de un tipo de partícula específica está determinada por la energía del neutrón incidente; si la energía es muy alta es posible que se presente la emisión de múltiples partículas.
- **Fisión.** Al colisionar un neutrón con algunos núcleos pesados, se puede presentar una excitación del núcleo a un estado de inestabilidad tal, que se fraccione en dos o más núcleos pequeños, acompañados de una alta liberación de energía y de un número determinado de neutrones. Tal tipo de interacción no será estudiado en este trabajo, debido a que los materiales utilizados no son fisionables y la energía de los neutrones emitidos por las fuentes propuestas tienen una probabilidad casi nula de presentar este fenómeno.

Todos los tipos de reacciones posibles para la interacción de los neutrones con la materia están representadas por un tipo de sección eficaz, tal forma que la sección eficaz total representa la probabilidad total de interacción de un neutrón en un material específico y se calcula como la suma de todos los procesos descritos.

1.3 Dosimetría personal para neutrones

La dosimetría personal se define como la técnica para medir las dosis absorbidas y acumuladas por un trabajador expuesto en un periodo de trabajo determinado. Los dosímetros individuales miden el equivalente de dosis personal $H_p(10)$, medida que bajo el supuesto de una exposición uniforme en todo el cuerpo puede ser tomada como una evaluación de la dosis efectiva. (ICRP, 2007).

La dosimetría de neutrones es una técnica en desarrollo que se basa en calcular el equivalente de dosis personal, magnitud que no puede ser medida de forma directa, y se estima habitualmente mediante la medida de la fluencia de neutrones, multiplicada por

los correspondientes factores de conversión. Proceso que es particularmente complejo para los diferentes campos de radiación neutrónica producidos en diferentes aplicaciones (aplicaciones industriales, reactores nucleares, etc.) donde se presenta la producción de neutrones, ya que estos campos varían en un amplio rango de energía, desde algunas centésimas de eV hasta los MeV, pues estos factores de conversión dependen directamente de la energía y no siempre es posible tener el campo neutrónico caracterizado.

De forma adicional a esta problemática, los detectores de neutrones siempre van a estar limitados a un rango energético de operación, pues la respuesta y precisión de este dependerá del tipo material del cual esté hecho el detector, que a su vez estará caracterizado por una sección eficaz, que variará en función de la energía.

En este trabajo nos enfocaremos en los dosímetros de carácter pasivo, pues para la dosimetría de neutrones los dosímetros electrónicos activos tienen un uso muy limitado (por su pequeño rango de respuesta, baja sensibilidad, construcción voluminosa y alto costo) y en la mayoría de los casos solo son usados para alertar en caso de presentarse exposiciones que superen un umbral determinado.

Los dosímetros pasivos emplean distintos procedimientos para la estimación de la dosis, Para la dosis neutrónica se usan dos técnicas principalmente: la OSL (Luminiscencia Estimulada Ópticamente) y los TLDs (dosímetros termoluminiscentes); Aunque en la actualidad, a causa de varios accidentes en centrales nucleares, se han propuesto diferentes sistemas de dosimetría denominados dosímetros de criticidad, principio en que se basa el sistema propuesto en el presente trabajo.

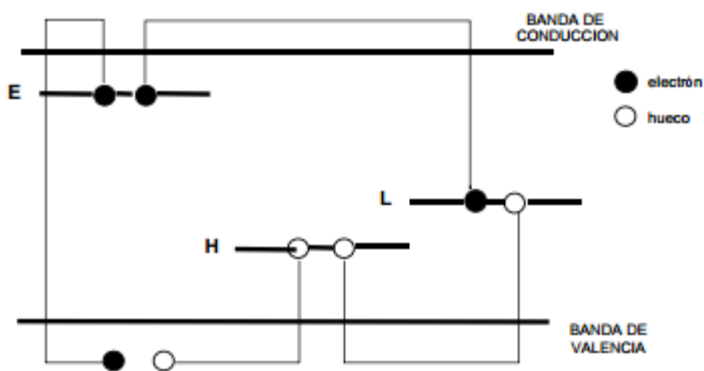
1.3.1 Dosímetro TLD

Los detectores termoluminiscentes TLD son detectores pasivos usados para determinar la dosis producida por la radiación ionizante, con la ventaja de poder discriminar las componentes de los distintos campos de radiación. Su lectura se fundamenta en el fenómeno de luminiscencia. El detector es un cristal que al interactuar con radiación ionizante, en su interior se generan pares de electrones huecos y electrones que se trasladan por las bandas de valencia y de conducción; una fracción de estas cargas es capturada en los niveles trampa de energía E o H, según la probabilidad del nivel. (Ver figura 1-1).

Cuando el cristal es calentado, los electrones son liberados y al combinarse de nuevo con los huecos regresando a su estado energético, se libera un exceso de energía en forma de un fotón, este fotón generalmente es medido por un sistema de lectura dotado de un fotomultiplicador. La probabilidad de escape de las diferentes tramas es proporcional a la temperatura del cristal; el sistema de lectura representa su medida en un espectro, en el que picos de intensidad varían en función de la temperatura. Esta curva se conoce como “curva glow”, donde la dosis absorbida es directamente proporcional a la intensidad de la curva.

Existen diferentes tipos de cristales detectores con diferentes sensibilidades para neutrones TLD-700, TLD-100 y TLD-600. Hay que resaltar que adicionalmente a las limitaciones del sistema de TLD, la respuesta del detector está limitada por la distribución energética del campo neutrónico.

Figura 1-1: Esquema simplificado del modelo de bandas de energía del proceso de termoluminiscencia en una estructura cristalina (Balseiro).

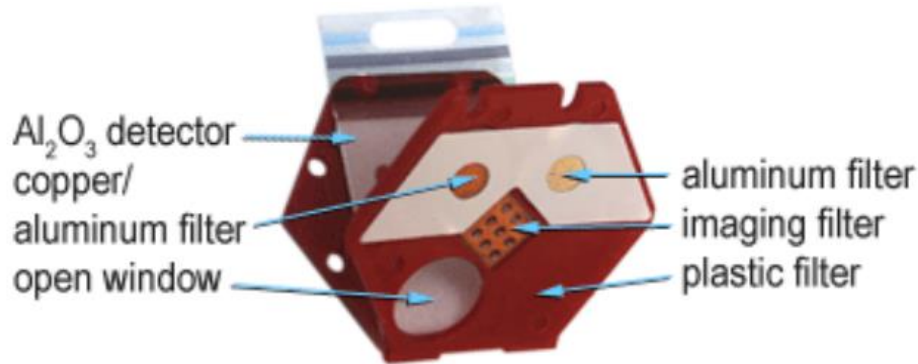


1.3.2 Dosímetro por OSL

Un dosímetro de luminiscencia ópticamente estimulada utiliza cuatro láminas de Al_2O_3 (óxido de aluminio); cada lámina es sensible a neutrones de varios rangos de energía y su lectura se obtiene a partir de estimulación por emisiones de luz, de forma similar a los TLDs. Cuando la radiación incide sobre el dosímetro, se excitan los electrones de la red cristalina, haciendo que queden atrapados en “trampas” de la propia red. El sistema de lectura estimula la lámina iluminándola con luz en la región del verde. Al someterlos al verde, los electrones atrapados regresan a su estado base, emitiendo luz en la región del azul, la cual se registra mediante un tubo fotomultiplicador. El sistema de lectura relaciona la intensidad de luz con la dosis que recibió el dosímetro.

El dosímetro trae tres filtros atenuadores, con elementos de cobre, estaño y plástico. Y un filtro sin atenuar, con el propósito de filtrar la energía incidente sobre las láminas y obtener una respuesta a diferentes rangos de energía. Adicionalmente, todas las láminas se encuentran selladas en una envoltura de plástico resistente al deterioro y a la luz. La descripción gráfica del dosímetro se encuentra a continuación:

Figura 1-2: Dosímetro de luminiscencia ópticamente estimulada (Dosimetrix).



1.3.3 Dosímetros de criticidad

Los dosímetros de criticidad se utilizan en las instalaciones nucleares, en las que el movimiento del combustible del reactor plantea la posibilidad de un accidente de criticidad. Esto incluye áreas e instalaciones de manejo y reprocesamiento en las que se utilice ^{233}U , ^{235}U y ^{239}Pu en cantidades superiores a unos pocos gramos de combustible (IAEA International Atomic Energy Agency, 2004).

Las láminas de activación usadas en tales dosímetros se convierten en materiales radiactivos cuando son expuestas al exceso de neutrones liberados en un accidente de criticidad.

Un dosímetro de criticidad es un contenedor que, con varias láminas de diferentes materiales en su interior, permite obtener información sobre la cantidad de neutrones del espectro de energía al que está sometido. Después de la exposición, la radioactividad inducida es determinada a través de las técnicas convencionales de conteo para la radiación beta o gamma emitida por las láminas. Y la actividad medida será proporcional a la dosis de neutrones.

1.4 Activación neutrónica

El método consiste en irradiar un material blanco conformado por una composición conocida. Luego de capturar un neutrón (bajo la condición de que el neutrón y el núcleo blanco posean energías similares), pasa a un estado excitado, del que regresa al estado fundamental emitiendo radiación gamma y obtiene un nuevo isótopo del material blanco en un estado A+1. El fenómeno más probable por el cual se presente este fenómeno es por captura radiactiva (n, γ), aunque también se puede dar por los diferentes mecanismos de interacción de los neutrones con la materia (Tsoulfanidis, 2000).



La activación en la muestra depende del número de átomos que presentan el fenómeno de activación neutrónica, disminuyendo el número de átomos presente en la muestra. Esta disminución en función del tiempo se representa matemáticamente mediante la ecuación:

$$-\frac{dN_i(t)}{dt} = \int_0^\infty \Phi(E)\sigma_i(E)dE \quad (1.16)$$

Tal que:

$\Phi(E)$ = flujo de neutrones,

$\sigma_i(E)$ = la sección eficaz de absorción para el isótopo A_i en una energía E

$N_i(t)$ = es el número de átomos presentes en la placa de activación en un tiempo t_i de irradiación.

En el sistema propuesto para la construcción del dosímetro se compone por placa delgada para que no perturbe el flujo neutrónico, tal que la probabilidad de interacción de un neutrón específico sea menor que uno, así la razón de activación $R = -\frac{dN_i(t)}{dt}$ a la cual las interacciones de activación se producen en el interior de la placa es de la forma:

$$R = \Phi(E)\sigma_i(E)N_i = \Phi\Sigma_{act}V \quad (1.17)$$

Donde:

Φ = flujo de neutrones promedio sobre la superficie de la muestra.

Σ_{act} = la sección eficaz macroscópica de activación promedia sobre el espectro de neutrones.

V = Volumen de la muestra.

De tal forma que la razón de activación por unidad de masa es un indicador directo de la magnitud del flujo neutrónico. A medida que la placa es irradiada, la especie radiactiva que se forma también presenta el fenómeno de decaimiento. La razón del decaimiento es simplemente $\lambda_{i+1}N$, donde λ_{i+1} es la constante de decaimiento del isótopo producido, con un número másico A_{i+1} y N es el número total de núcleos radiactivos presentes en la placa, tal que la razón de cambio de N está dada por la diferencia entre la razón de formación y la razón de decaimiento:

$$\frac{dN}{dt} = R - \lambda_{i+1}N \quad (1.18)$$

De la solución de la ecuación diferencial, puede obtenerse la actividad para el elemento ${}^{A+1}_{Z}Y$, asumiendo que la actividad inicial es cero ($\lambda N_{act} = 0$ en $t = 0$), y la actividad en un tiempo t después de un tiempo de irradiación t_i está dada por:

$$A(t) = \lambda N_{act} = \Phi(E)\sigma_i(E)N_i(1 - e^{-\lambda_{i+1} t_i}) \quad (1.19)$$

Y el $N_i(t)$ se obtiene de la relación:

$$N_i(t) = a_i m \frac{N_A}{A_i} \quad (1.20)$$

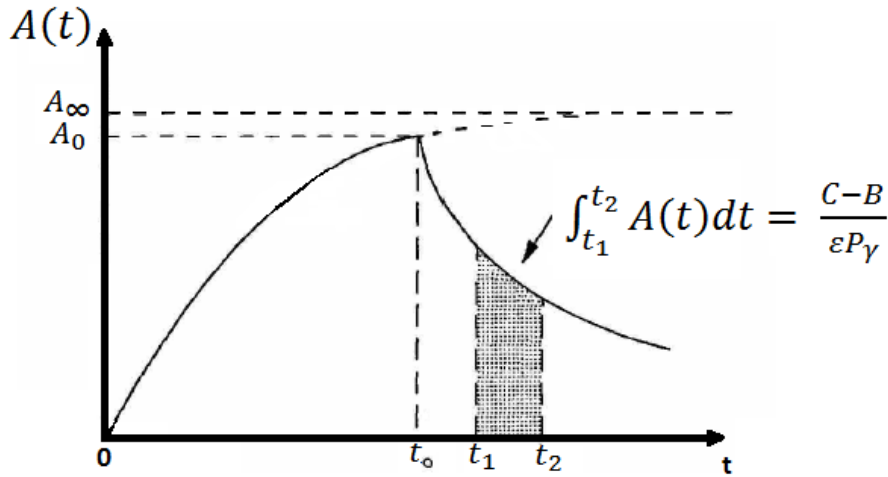
m = Masa del elemento que será activado A_i

a_i = Fracción de peso del isótopo A_i en la muestra.

N_A = Número de Avogadro.

A_i = Peso atómico del isótopo blanco.

La detección de neutrones por placas de activación se basa en la creación de radioisótopos por captura neutrónica, y por el posterior conteo de la radiación emitida por este radioisótopo, y así la actividad de la muestra será proporcional a la dosis absorbida.

Figura 1-3: Actividad inducida en función del tiempo.

En la figura 1-3, se observa el comportamiento de la actividad inducida, la cual aumentará en el tiempo aproximándose a un valor asintótico A_∞ o “Actividad de Saturación” después de irradiaciones muy largas, tal que $A_\infty \approx \Phi \sigma_i N_i$. En la práctica la A_∞ puede aproximarse cuando el tiempo de exposición es de 6 a 7 veces el periodo de semidesintegración del isótopo que se está formando.

La lámina es irradiada un tiempo t_0 . Después de la exposición, la lámina es removida y poseerá una actividad $A_0 = A_\infty(1 - e^{-\lambda_{i+1} t_0})$, que empezará a decaer continuamente en el tiempo. Si el conteo se lleva a cabo durante el intervalo entre t_1 y t_2 , el número de cuentas será proporcional al área bajo la curva decreciente entre este intervalo. El número de cuentas C podrá ser calculado por:

$$C = \epsilon P_\gamma \int_{t_1}^{t_2} A(t) dt + B \quad (1.21)$$

Donde:

ϵ = Eficiencia total del conteo (incluyendo cualquier efecto sobre el detector).

P_γ = Probabilidad relativa de emisión del mecanismo de desintegración elegido.

B = Número de cuentas de la radiación de fondo esperada en el intervalo de tiempo t_2-t_1 .

En el caso más simple, la actividad en función del tiempo será $A(t) = A_0 e^{-\lambda_{i+1} t}$ y la ecuación 1.19 puede ser expresada como:

$$C = \epsilon P_\gamma \frac{A_0}{\lambda_{i+1}} (e^{-\lambda_{i+1} t_1} - e^{-\lambda_{i+1} t_2}) + B \quad (1.22)$$

O, en el caso más general, la diferencia entre $t_2 - t_1 = t_c$, donde t_c será simplemente el tiempo de conteo y $t_i = t_0$ correspondiendo al tiempo de irradiación de la muestra. El número de cuentas será:

$$C = \varepsilon P_\gamma \frac{A_0}{\lambda_{i+1}} (e^{-\lambda_{i+1} t_c}) + B \quad (1.23)$$

Y la actividad medida en la muestra activada después de un tiempo t_c será:

$$A(t) = \lambda N_{act} = \Phi(E) \sigma_i(E) N_i (1 - e^{-\lambda_{i+1} t_i}) e^{-\lambda_{i+1} t_c} \quad (1.24)$$

Así, actividad de saturación podrá ser medida a través del número de cuentas:

$$A_\infty = \frac{\lambda_{i+1} (C-B)}{\varepsilon P_\gamma (1 - e^{-t_i}) e^{-\lambda_{i+1} t_c}} \quad (1.25)$$

Y a través de $A_\infty \approx \Phi \sigma_i N_i$ podrá ser determinado el flujo de neutrones promedio sobre la superficie de la muestra, como:

$$\Phi = \frac{\lambda_{i+1} (C-B) e^{-\lambda_{i+1} t_c}}{\varepsilon P_\gamma \sigma_i N_i (1 - e^{-t_i})} \quad (1.26)$$

1.5 Método de Montecarlo

El método de Montecarlo es una técnica de análisis numérico para la solución de problemas físicos o matemáticos mediante la simulación de variables aleatorias, sobre todo en aquellos cuya solución analítica es difícil de obtener. En los problemas físicos los fenómenos son simulados estadísticamente por muestreo de distribuciones probabilísticas conocidas, que describen procesos específicos. En las aplicaciones del método se construye un modelo estocástico en donde el valor esperado de la variable aleatoria es equivalente al valor esperado de la cantidad a determinar, estimándose a partir del promedio de las pruebas aleatorias repetidas n-veces, cada una de manera independiente (Puerta, Notas de Clase Curso de Dosimetría Individual, 2009).

En la simulación hay que tener presente que cuando el proceso físico sea de por sí aleatorio, como sucede en el transporte de partículas, el método de Montecarlo es una simulación directa del evento físico, teniendo su propia variancia; y cuando se trate de resolver ecuaciones determinísticas o no estocásticas, el modelo estocástico se construye artificialmente y el valor esperado del promedio de la muestra aleatoria es igual

al valor de la cantidad a determinar, por lo que no se considera una incertidumbre estocástica (Puerta, 1991).

La precisión de los resultados obtenidos en una simulación depende básicamente de tres factores:

- El conocimiento de la distribución de probabilidad que gobierna el proceso físico.
- Encontrar el procedimiento correcto de modelación.
- La incertidumbre estadística que es inherente al método y es teóricamente análoga a las fluctuaciones observadas de la medida.

1.5.1 Código MCNP

MCNP es un software que permite simular la interacción de diferentes partículas con la materia, a través de la solución de la ecuación de transporte mediante el método de Montecarlo, simulando todas las interacciones y partículas secundarias originadas por las diferentes reacciones. MCNP es el acrónimo de Monte Carlo N-Particle Transport. Este código ha sido utilizado en el laboratorio de los Álamos (Los Alamos National Laboratory) y ha sido probado en diversas aplicaciones, como reactores nucleares, dosimetría y física médica (X-5 Monte Carlo Team, 2003).

El MCNP permite modelar y simular geometrías complejas tridimensionales, y recrear en el computador un experimento real manipulando archivos de datos nucleares reportados en el medio, con lo que se crean subconjuntos de datos para cálculos específicos que tienen la ventaja de poder cambiar los modelos físicos utilizados con la ayuda de diferentes sensores y detectores (tallies) estimando diferentes magnitudes dosimétricas como la corriente de partículas, el flujo, la energía depositada o la energía depositada por unidad de masa. Cada valor obtenido en una simulación tiene asociado un valor \bar{R} , que representa el error relativo estimado, definido como la división de la desviación estándar de la media $S_{\bar{X}}$ por la media estimada \bar{X} . El error es calculado después de la simulación completa de cada historia. Se considera que \bar{R} tiene una correcta estimación cuando es proporcional a $1/\sqrt{N}$, donde N es el número de historias simuladas

1.5.2 Transporte de neutrones

En una simulación mediante el método de Montecarlo hay que tener presentes todos los fenómenos físicos que rigen los mecanismos de interacción de cada tipo de partícula que se desee simular. Para simular el transporte de neutrones a través de un medio se debe prever todas las interacciones posibles de estos con los átomos y los núcleos de los diversos materiales que componen dicho medio, con todas las partículas secundarias producidas estimando la energía transferida al medio tras cada fenómeno de dispersión o absorción que se presente.

Para que este modelo sea lo más real posible, se simula una partícula a la vez y se registran todos los eventos de interacción que se presenten, desde que se origina hasta que finaliza su historia. El transporte se hace utilizando funciones de distribución que describen los diferentes mecanismos de interacción. Estas funciones son muestreadas al azar utilizando números aleatorios, después de simular un número grande de partículas definido por el usuario, el proceso termina, y los resultados obtenidos son los valores promedio de cada proceso.

Cada tipo de interacción está caracterizada por una sección eficaz (σ), el neutrón interactúa con los núcleos de los átomos que componen el material (la probabilidad de que interactúen con los electrones es de 10^6 veces más pequeña). Cuando se tiene en cuenta la densidad de núcleos blancos por unidad de volumen del material blanco(n), se habla de la sección eficaz macroscópica ($\Sigma = n\sigma$). Se debe tener presente que la sección eficaz depende del medio material (composición isotópica y densidad) y varía con la energía del neutrón, siendo Σ_t la sección eficaz macroscópica total, que se representa por la suma de todos los mecanismos de interacción $\Sigma_{tot} = \Sigma_{(n,n)} + \Sigma_{(n,n\gamma)} + \Sigma_{(n,p)} + \Sigma_{(n,\alpha)} + \Sigma_{(n,\gamma)} + \Sigma_{(n,d)}$.

El procedimiento para simular las interacciones de un neutrón durante toda su trayectoria (historia):

1. Se define la energía y el punto de partida de la partícula.
2. Se calcula la distancia recorrida antes de interactuar, definiendo el tipo de interacción que se presenta (este proceso se repite constantemente hasta terminar la historia de la partícula, más las historias de las partículas secundarias generadas en las distintas interacciones).

MCNP termina una historia cuando la partícula sale de la región de interés, o cuando sea absorbida o descartada por su energía o por su peso estadístico.

La elección de cada interacción es de origen aleatorio. Se hace a través un número aleatorio E_t comprendido en un intervalo entre 0 y 1, y este selecciona la sección eficaz correspondiente a cada tipo de interacción posible en función de su peso estadístico relativo.

Para elegir a un núcleo k , de los N diferentes núcleos que forman el material en el cual se presentará la colisión, tendrá que ser modelado de la siguiente forma:

$$\sum_{i=1}^{k-1} \Sigma_{ti} < E_t \sum_{i=1}^N \Sigma_{ti} \leq \sum_{i=1}^k \Sigma_{ti} \quad (1.27)$$

Donde Σ_{ti} es la sección eficaz total macroscópica del núcleo i . procedimiento que se lleva a cabo cada vez que se presente una interacción, siempre en función del peso relativo de cada sección eficaz de todas las interacciones posibles para cada energía de la partícula incidente (X-5 Monte Carlo Team, 2003).

1.5.3 Estructura de los archivos de entrada en MCNP

Los archivos de entrada son textos planos, en los cuales a través de comandos simplificados se puede realizar una descripción completa del problema a simular, y están divididos en una cabecera y tres bloques principales:

Cabecera del archivo de entrada: es usada para definir el título, y para dar una descripción concisa del problema a resolver, facilitando la lectura de los resultados de la simulación, donde el límite máximo de escritura por fila será 80 columnas.

Bloque 1 (Cell Cards): se utiliza para crear la descripción física de la geometría a simular, iniciando con la identificación, la densidad y el material de la célula (las regiones o volúmenes de la geometría), utilizando operadores booleanos para definir la geometría; la complejidad de esta dependerá de las superficies que la componen.

Bloque 2 (Surface Cards): se utiliza para definir las diferentes superficies que conformarán las células, mediante mnemotécnicas que identifican las formas geométricas permitidas en MCNP, definidas en un sistema cartesiano tridimensional.

Bloque 3 (Data Cards): Este bloque a su vez se divide en varios subniveles, en los que se deberá registrar diferentes parámetros:

- a) Tipo de radiación (Modo): primero deberá ser especificado qué tipo de partículas serán simuladas, permitiendo incluso diferentes combinaciones según el modelo físico a simular.
- b) Tipo de material: se definen los materiales con los que se formarán las células, y se permite la selección de materiales puros o compuestos, Para simulaciones con neutrones, deberán ser definidas las diferentes composiciones isotópicas con las librerías de secciones eficaces que serán utilizadas; mejorando la precisión en la simulación.
- c) Importancia: la importancia define las regiones de estudio utilizadas en la simulación, permitiendo finalizar una historia o darle mayor peso estadístico a una región de interés, para aumentar la eficiencia de la simulación.
- d) Fuente: permite definir las especificaciones detalladas de la fuente: el tipo de partículas emitidas, la posición, la dirección, la energía (MCNP permite simular deferentes tipos de fuentes monoenergéticas, con distribuciones continuas o discretas). Para neutrones, permite simular energías desde 10^{-11} MeV a 20MeV, y para algunos isótopos específicos superiores a 150MeV.
- e) *Tallies* (detectores o contadores de radiación): es un registro o contador de las contribuciones producidas por cada historia durante la simulación de la magnitud dosimétrica que se desea estimar.
- f) Otros: Número de historias, que indica el número de partículas que se van a simular, métodos de reducción de varianza, energías de corte, física de la simulación y demás entradas opcionales.

2. Materiales y Métodos

En este capítulo se realizará una descripción de los materiales y la metodología utilizada en la realización de este trabajo. Primero se indicará la fuente de Am-Be que tenemos en el grupo de investigación y cómo será simulada en el programa MCNP. En la segunda parte se plantearán las características del dosímetro propuesto y los códigos utilizados en el desarrollo del modelo matemático para la activación y cálculos mediante el Método de Montecarlo.

El estudio dosimétrico para fuentes de neutrones propuesto se orienta por las necesidades del grupo de investigación de física radiológica de la Universidad Nacional de Colombia, sede Medellín, que cuenta con dos fuentes de neutrones, un densímetro nuclear (Am-Be y ^{137}C) modelo 5001C y un analizador del contenido de asfalto (Am-Be) modelo 3241-C, fuentes para investigación y prácticas de laboratorio.

Se simulará la respuesta de un dosímetro de neutrones por el método de activación, estudio que se centrará en diferentes tópicos:

- a) Definición de la geometría óptima para un dosímetro personal.
- b) Caracterización del sistema dosimétrico en función del espectro de energía.
- c) Obtención de los coeficientes de conversión **F_n** para el agua y la parafina.
- d) Obtención de los coeficientes de conversión **F_n** para las diferentes fuentes de referencia.

2.1 Características de la fuente

Para obtener la geometría óptima del sistema dosimétrico se estudió la respuesta del sistema, en condiciones de irradiación controladas, simulando la respuesta al irradiar el dosímetro por la fuente de Am-Be correspondiente al equipo analizador del contenido de

asfalto marca Troxler Electronic Laboratories, modelo 3241-C, aprovechando que en este equipo pueden realizarse irradiaciones directas.

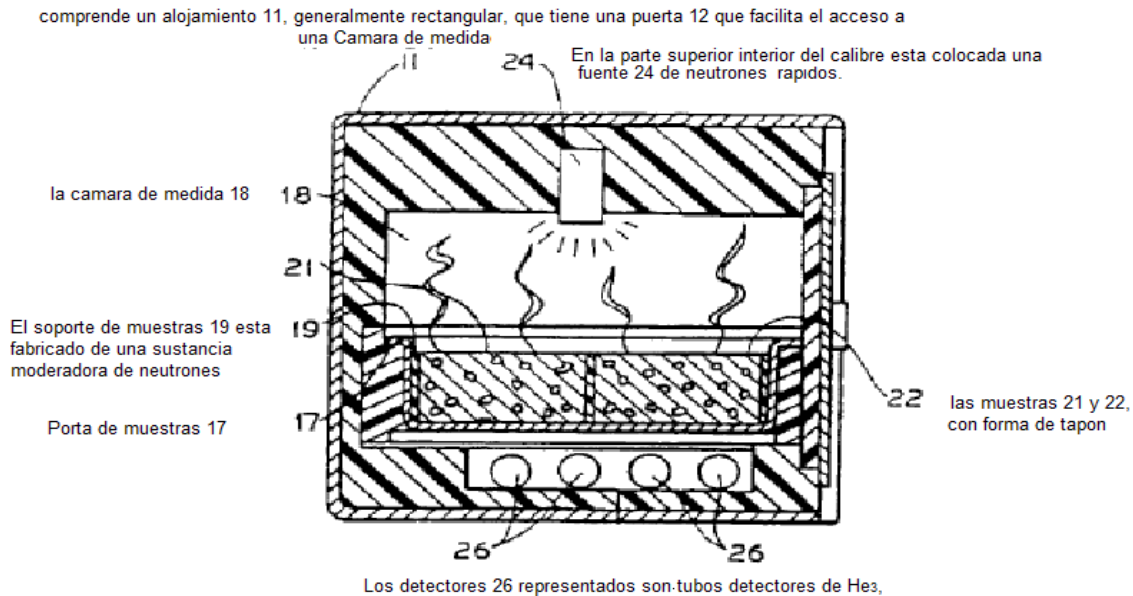
Este analizador del contenido de asfalto TROLEX posee una fuente de $^{241}\text{Am-Be}$ que tiene una actividad de 100 ± 10 mCi (3.7 ± 0.37 GBq), con las siguientes características:

Tabla 2-1: Características de una fuente de neutrones 3241-C

Fuente de neutrones 3241-C	
Actividad de la Fuente	100 ± 10 mCi ($3,7 \pm 0,37$ GBq) Am-241: Be
Encapsulado de la Fuente	Acero inoxidable, encapsulación de forma especial
Blindaje	Polietileno y cadmio
Caja de Transporte	DOT 7A, Tipo A
Cámara de Medida	Acero inoxidable

Figura 2-1: Imagen de la fuente de neutrones (Troxler).



Figura 2-2: Modelo esquemático de la Fuente de Neutrones (Ali, 1996).

La fuente de $^{241}\text{Am-Be}$ produce neutrones mediante la reacción (α, n) . Generalmente se construyen de la mezcla de óxido de americio y berilio en polvo, y así la actividad de la fuente es directamente proporcional a la actividad del Am. La producción de neutrones se obtiene mediante el cálculo de la emisión neutrónica específica B , para esta fuente de americio, esta se obtiene del producto de la actividad A por la emisión específica de la fuente $B_E = 6.6 \times 10^{-5} Bq^{-1} s^{-1}$, así $B = (2.44 \pm 0.02) \times 10^6 s^{-1}$. El periodo de semidesintegración de esta fuente es de 432 años. La fuente, de forma cilíndrica, de diámetro y longitud aproximadamente iguales, puede ser aproximada a una fuente isotrópica. Posee un blindaje de 1mm de plomo, que reduce la tasa de dosis fotónica (producida por las reacciones nucleares internas en la fuente), a menos de un 1% de la tasa de dosis neutrónica, produciendo un cambio en la tasa de dosis neutrónica menor a un 1% (Knoll, 1989). El espectro de esta fuente puede verse en la figura 2-5.

2.2 Fuentes de referencia

En la actualidad existen diferentes fuentes de neutrones que pueden ser empleadas para calibración. Como un dosímetro es un instrumento de medida, requiere ser calibrado con una fuente cuyo espectro de emisión sea lo más semejante a un espectro real y bajo el cual permita simular las condiciones típicas de exposición. Con este fin, la Organización Internacional para la Estandarización (ISO) recomienda cuatro fuentes de neutrones de

referencia que pueden ser usadas como fuentes de calibración: ^{252}Cf en el centro de una esfera de 15 cm de radio de D_2O , ^{252}Cf , $^{241}\text{Am-B}(\alpha, n)$ y $^{241}\text{Am-Be}(\alpha, n)$ (ISO, 2001).

Por motivos prácticos, los espectros de energía de referencia vienen representados por unidad de letargia o decremento energético logarítmico ($\Phi_U(E)$), definido por:

$$\Phi_U(E) = \ln \frac{E_M}{E} \quad (2.1)$$

Donde E_M es el valor máximo de energía con el que puede salir un neutrón de la fuente y E es la energía de un neutrón cualquiera. En la ecuación 2.1 puede verse que cuando un neutrón incide con una energía alta, su letargia es baja, y a medida que va perdiendo energía en su trayectoria, su letargia aumenta. Esta unidad es utilizada para el estudio de la interacción de los neutrones con la materia, ya que el cambio promedio en la letargia en una colisión es independiente de la energía neutrónica inicial. Así que para aumentar su letargia en una cantidad determinada, un neutrón debe realizar en un material moderador cualquiera el mismo número o de colisiones, independientemente de su energía (Samuel Glasstone, 2005). Con lo que se evita el problema de que cuando se presentan los espectros en forma de fluencia por unidad de energía, en la región de bajas energías se exhibirían curvas muy pronunciadas con pendientes negativas que variarían en diferentes órdenes de magnitud, impidiendo la visualización completa del espectro.

Para la representación gráfica, se deberá determinar $\Phi_E(E)$, que es la cantidad de neutrones que tienen una energía entre el rango E y $E + dE$, E_i y E_s , que son los intervalos de energía superior e inferior, respectivamente. Y se relaciona matemática con la letargia a través de la siguiente ecuación:

$$\Phi_E(E) = \Phi_U(E) \ln \frac{E_s}{E_i} \quad (2.2)$$

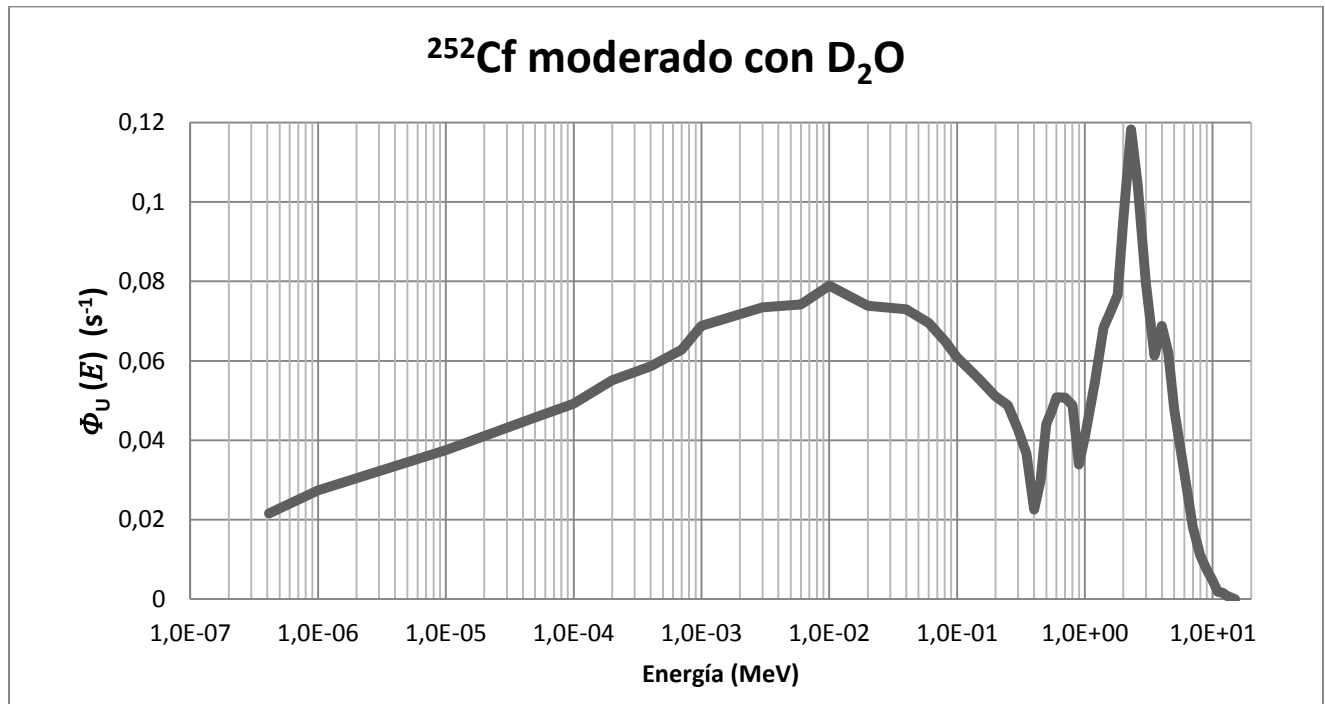
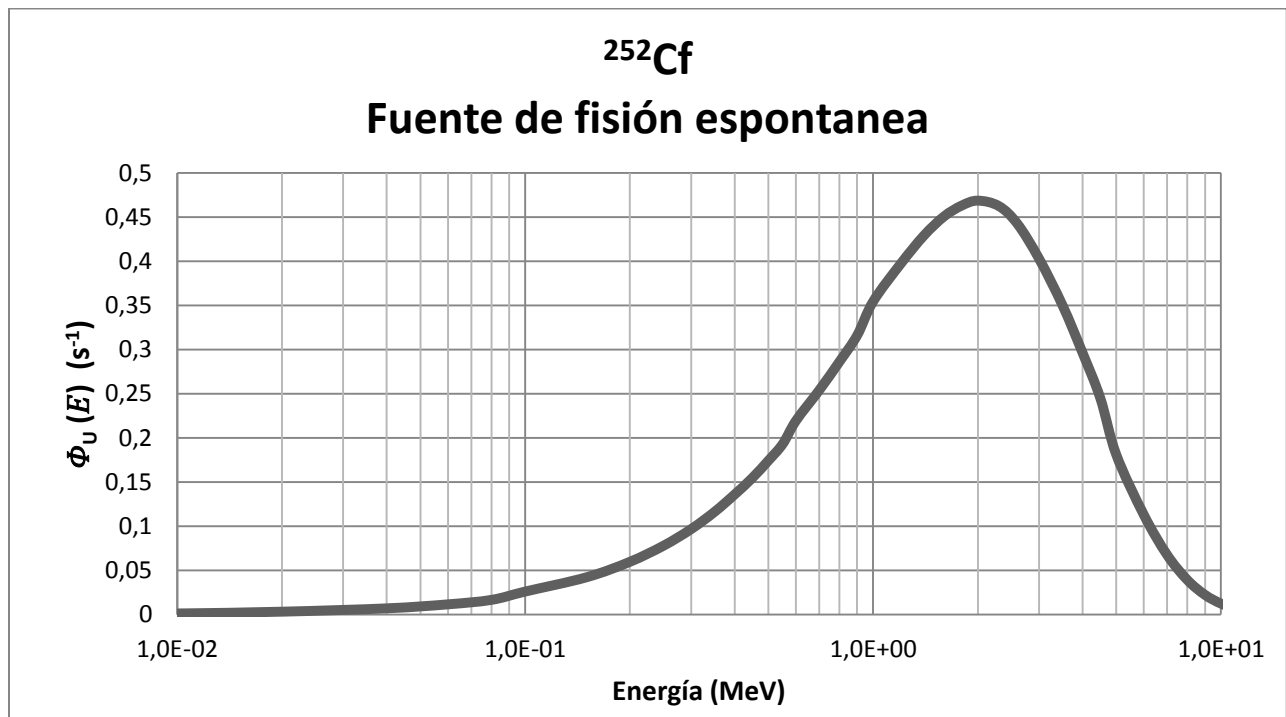
Figura 2-3: Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$.**Figura 2-4:** Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de ^{252}Cf .

Figura 2-5: Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{241}\text{Am-B}$.

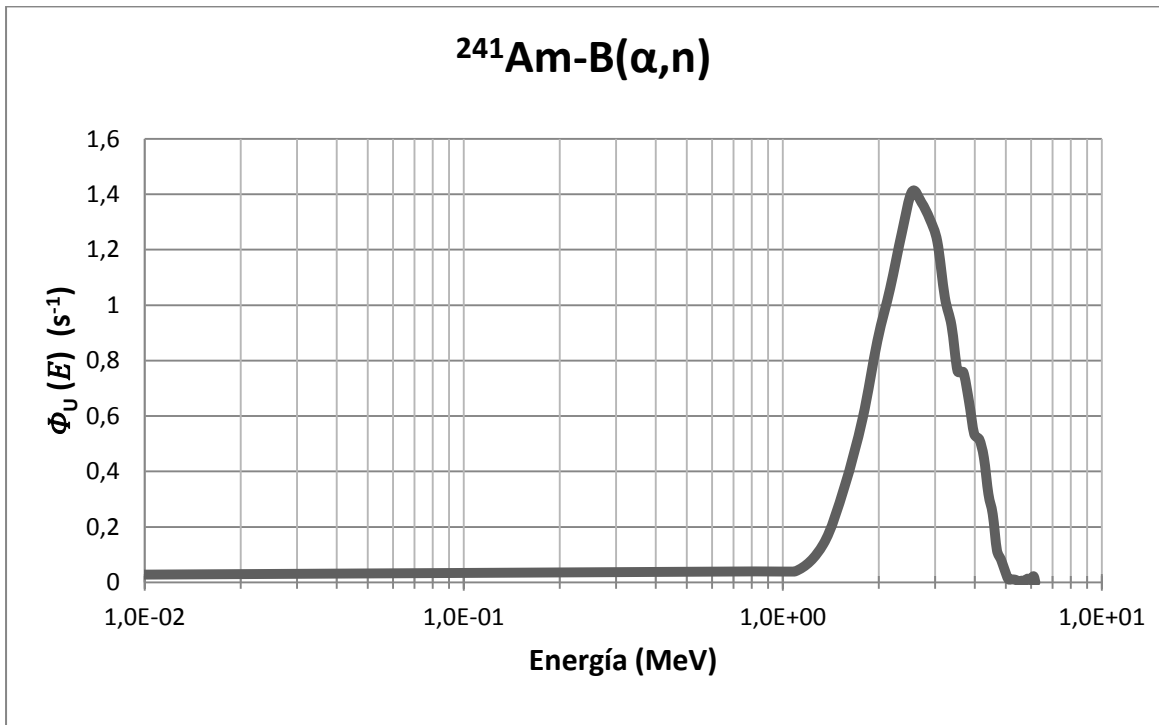
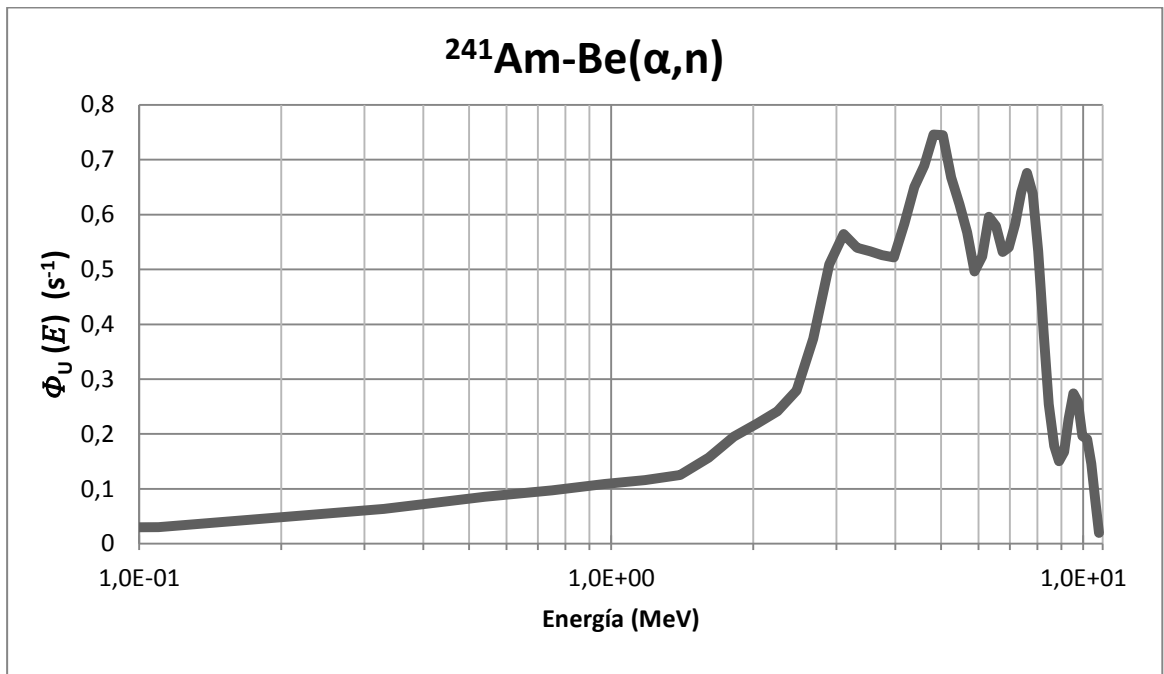


Figura 2-6: Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{241}\text{Am-Be}$.



En las figuras anteriores se observa las diferencias entre los espectros energéticos de las distintas fuentes de neutrones. La diferencia de la distribución de la energía que emiten dependerá principalmente de la reacción nuclear que rige la emisión de neutrones en cada fuente. En la figura 2-3 se presenta el espectro de emisión de una fuente de $^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$, representando una fuente de ^{252}Cf moderada en el centro de una esfera de 15 cm de radio de agua pesada D_2O con una energía promedio de 2.1 MeV. En la figura 2-4, se muestra una fuente de ^{252}Cf , el californio es un isótopo artificial emisor de neutrones mediante el proceso de fisión espontánea, con un rendimiento de 3.1% y que emite partículas alfa, con un rendimiento del 96.9%. Estas fuentes emiten neutrones desde el rango de los neutrones térmicos hasta los 15 MeV. La energía promedio de este tipo de fuentes es de 2.3 MeV. En la figura 2-5, la fuente de $^{241}\text{Am-B}$ emite neutrones en un rango de energía alrededor de 1 eV a 6.19 MeV, con una energía promedio de 2.8 MeV. En la figura 2-6, puede ser observado que la fuente de $^{241}\text{Am-Be}$ emite neutrones en un rango más amplio de energía, hasta los 11 MeV, con una energía promedio de 4.4 MeV.

Tabla 2-2: Fuentes de referencia para la calibración de dispositivos de medida. (ISO, 2001)

Fuente	Periodo de semidesintegración (A)	Energía promedio para la simulación de Fluencia (MeV)	Energía promedio para cálculo de Dosis equivalente (MeV)	Intensidad específica de la fuente ($\text{s}^{-1} \text{Kg}^{-1}$)	Relación entre tasa de dosis equivalente de fotones a neutrones	Coefficientes de conversión promedio de fluencia a dosis equivalente (pSv Cm^2)
$^{252}\text{Cf-D}_2\text{O}$ moderado	2.65	0.55	2.1	2.1×10^{15}	0.18	105
^{252}Cf	2.65	2.13	2.3	2.4×10^{15}	0.05	385
				(s⁻¹ Bq⁻¹)		
$^{241}\text{Am - B}$ (α, n)	432	2.72	2.8	1.6×10^{-5}	<0.20	408
$^{241}\text{Am - Be}$ (α, n)	432	4.16	4.4	6.6×10^{-5}	<0.05	391

2.3 Cálculos con Montecarlo

En el presente trabajo se realizaron cuatro grupos de simulaciones, que se enfocaron en el estudio de la respuesta del dosímetro bajo diferentes condiciones de irradiación. En la estimación de las diferentes magnitudes dosimétricas se utilizaron tres tipos de detectores y la estimación de la dosis se hizo bajo la aproximación de Kerma. Todas las

simulaciones fueron realizadas en un computador personal con un procesador Intel Core i7-3630QM y 16 GB de RAM. Para cada simulación se corrieron 10^7 historias, el tiempo de cómputo de cada simulación variaba con la energía. El mayor tiempo de cómputo se presentó para las simulaciones de mayor energía.

Los detectores utilizados fueron: Tally F2, F4 y F6.

- Tally F2: con este detector se determina el flujo de neutrones sobre la superficie del dosímetro, en neutrones/cm². Estimado el flujo sobre una superficie como:

$$\Phi^{F2} = \frac{1}{A} \left(\frac{w}{|\cos\theta|} \right) \quad (2.3)$$

Donde w es el peso de la partícula, A es el área de la superficie, y el $|\cos\theta|$ como el coseno del ángulo entre la superficie y la dirección de la partícula incidente.

- Tally F4: es utilizado para la estimación del flujo medio en una célula, con unidades de neutrones/cm². Este tally servirá para obtener mediante un multiplicador FM4 la activación de las placas dosimétricas en el dosímetro. El cálculo del flujo es realizado a través de:

$$\Phi^{F4} = \left(\frac{wT}{V} \right) \quad (2.4)$$

Donde T es la velocidad de la partícula por el tiempo de tránsito en la célula y V es el volumen de la celda.

- Tally F6: sirve para obtener el Kerma en las células de interés, y permite la estimación de la energía depositada por unidad de masa en condiciones de equilibrio electrónico, asumiendo que toda la energía transferida a las partículas cargadas es depositada en la célula. Se calcula mediante el coeficiente de atenuación lineal μ_{tr} y la densidad del medio ρ , a través de:

$$\Phi_{dep}^{F4}/m = E \frac{\mu_{tr}}{\rho} \Phi^{F4} \quad (2.5)$$

El multiplicador FM4 permitirá realizar cálculos de la forma $C \int \Phi(E)R_m(E)dE$. En la mnemotecnía utilizada por MCNP, el uso del multiplicador es de la forma FM4 C m R, donde C simboliza una constante de normalización, m el material utilizado para el estudio del multiplicador y R_m representa la relación que se desea estudiar (función que depende

de la energía. En este caso en particular, la sección eficaz). Los tipos de reacciones más utilizadas en MCNP pueden verse en la tabla 2-3. Y R_m tomaría los valores de MT y FM, según el tipo de reacción que se desee estudiar (X-5 Monte Carlo Team, 2003, pág. 248).

Tabla 2-3: Tipos de reacciones simuladas MCNP

Neutron Continuous-energy and Discrete Reactions:

<u>MT</u>	<u>FM</u>	<u>Microscopic Cross-Section Description</u>
1	-1	Total (see Note 1)
2	-3	Elastic (see Note 1)
16		(n,2n)
17		(n,3n)
18		Total fission (n,fx) if and only if MT=18 is used to specify fission in the original evaluation.
	-6	Total fission cross section. (equal to MT=18 if MT=18 exists; otherwise equal to the sum of MTs 19, 20, 21, and 38.)
19		(n,f)
20		(n,n'f)
21		(n,2nf)
22		(n,n'α)
28		(n,n'p)
32		(n,n'd)
33		(n,n't)
38		(n,3nf)
51		(n,n') to 1 st excited state
52		(n,n') to 2 nd excited state
.		.
90		(n,n') to 40 th excited state
91		(n,n') to continuum
101	-2	Absorption: sum of MT=102-117 (neutron disappearance; does not include fission)
102		(n,γ)
103		(n,p)
104		(n,d)
105		(n,t)
106		(n, ³ He)
107		(n,α)

Para simular la activación neutrónica en MCNP, hay que tener presente que la actividad generada en la muestra depende de varios factores:

- I. Para cada material utilizado como detector de activación deberán tenerse presente todos los posibles mecanismos bajo los cuales puede ser presentado el fenómeno de activación. Cada reacción específica estará determinada por la sección eficaz, que a su vez depende de la energía del espectro de neutrones al que esté sometida.
- II. La distribución del flujo de neutrones.

- III. La concentración isotópica de la muestra,
- IV. El tiempo de irradiación.

Con el programa se podrá obtener la tasa de interacción R (Reacciones /cm³ s), permitiendo obtener la actividad de saturación de la forma $A_{\infty} \approx \Phi \sigma_i N_i$, donde R puede ser calculada como:

$$R = C \int \Phi(E) \sigma(E) dE \quad (2.6)$$

Dónde:

- C** Es una constante de normalización (at/barn-cm) que dependerá de la concentración de los átomos de la muestra a irradiar para un tipo de reacción específica.
- $\Phi(E)$ Es el flujo neutrónico en la muestra (n/cm² s).
- $\sigma(E)$ Es la sección eficaz (barn) para un tipo un tipo de reacción específica.

Y así, en la simulación la actividad por unidad de volumen A_j (Bq/cm³) puede ser calculada por la ecuación 1-24. Para obtener la actividad total es necesario multiplicar por el volumen de la muestra. La actividad máxima será el valor asintótico R_j , suponiendo un tiempo de irradiación muy grande ($\sim \infty$). Hay que tener presente que todos los contadores y detectores de MCNP están normalizados por el número de partículas simuladas. Para obtener el valor real bastaría con multiplicar por el número de partículas reales emitidas por la fuente.

Este cálculo se simplifica con el multiplicador FM4, que multiplica el flujo obtenido por el detector F4 en cada célula de interés por los datos de la librería ENDF/B de la sección eficaz correspondiente.

A modo de ejemplo, en la figura 2-7 puede verse la definición de un multiplicador FM4, que es utilizado para el cálculo de la tasa de activación obtenida por el fenómeno de activación neutrónica producido por una lámina de oro, donde **m3 079197.60c** representa la definición del material utilizado, en este caso una lámina de oro, compuesta por ¹⁹⁷Au con una abundancia isotópica del 100% utilizando la librería endf60. El **f14:n 1** representa el cálculo del flujo de neutrones en la célula 1 que corresponde a una placa de oro. Y **fm14 (0.0590688 3 102)** representa la multiplicación del flujo calculado por f14

multiplicado por la concentración de átomos en el material 3 que presenten la reacción 102 (activación neutrónica).

Figura 2-7: Definición del tally fm4.

```
m3 079197.60c 1 $ Oro  
fc14 Captura (n,γ)  
f14:n 1  
fm14 (0.0590688 3 102)
```

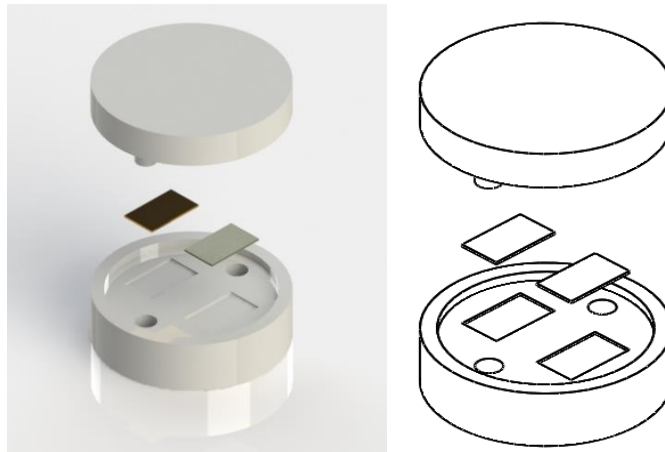
2.3.1 Geometría óptima

Para definir la geometría de un dosímetro personal de neutrones, se propone realizar una curva de respuesta que permita definir cuáles serían las dimensiones de las placas dosimétricas que posibiliten maximizar la activación en función del flujo. Para esto se asume que el experimento se realizaría mediante el analizador del contenido de asfalto aprovechando la cámara de medida o unidad de control.

Para la simulación de este experimento a las condiciones más reales posibles, se tomaron las dimensiones reales de la cámara de medida, aproximando la simulación a una cámara de irradiación rectangular 18.7x25.6x11 cm recubierta con paredes de acero inoxidable. Para la simulación del dosímetro se asume un encapsulamiento de las placas dosimétricas utilizadas (oro y azufre), en una geometría cilíndrica (ver figura 2-8), en la que sus placas superior e inferior son de parafina, cada una con un espesor de 1 cm. Este espesor es escogido con el propósito de comparar la respuesta de la dosis recibida en las placas dosimétricas, con la magnitud $H_p(10)$. El radio del dosímetro propuesto para el cilindro es de 5 cm, con la intención de que el dosímetro personal pueda ser utilizado en una rutina de trabajo normal.

En esta simulación fueron variadas las dimensiones de las placas dosimétricas utilizadas, en términos de área y espesor, con el propósito de obtener en la simulación las dimensiones óptimas. Al momento de seleccionar el espesor de las placas de la simulación, se escogieron placas delgadas con el criterio de evitar la in-homogeneidad del flujo efectivo de neutrones, minimizando los efectos de la atenuación, sin crear dificultades en el conteo o en la manipulación de las muestras.



Figura 2-8: Geometría para el dosímetro propuesto. (Diseño de la geometría real en SolidWorks).



Y así, el criterio utilizado para las variaciones de las dimensiones de las placas dosimétricas se centró en la forma física del oro, y para simplificar el estudio se asume que las placas de **Au** y **S** son de geometrías similares. Fue realizado un estudio acerca de los proveedores disponibles en Colombia para la adquisición del oro de alta pureza, y se encontró que la empresa Banoro provee diferentes lingotes, con certificado internacional de pureza al 99.9%, ideales para el proceso de activación neutrónica, reduciendo el problema de contaminantes externos en la muestra y evita otro tipo de reacciones con neutrones, que generen ruido en el estudio.

En la tabla 2-4, se presentan las dimensiones y costos de los lingotes de oro que pueden ser utilizados para la fabricación de las placas dosimétricas, según datos entregados por el fabricante y proveedor, BANORO:

Tabla 2-4: Geometría de las placas de oro con certificado de pureza del 99.9

	Dimensiones			Dimensiones	
	Ancho	8.5 mm		Ancho	8.5 mm
Largo	14.4 mm	Largo	14.4 mm		
Espesor	0.5 mm	Espesor	0.7 mm		
Masa	0.5 gramos	Masa	1 gramo		
Costo	\$100.000	Costo	\$167.976,47		

En el diseño de las placas se varió el área fraccionando las dimensiones de la placa de oro entregada por el proveedor, hasta una cuarta parte del área. En la tabla 2-5 pueden verse las áreas y espesores seleccionados para la simulación.

Tabla 2-5: Áreas y espesores simulados

Áreas Simuladas					Áreas Simuladas				
Código	Área (cm ²)	Altura (cm)	Longitud (cm)	Espesor (cm)	Código	Área (cm ²)	Altura (cm)	Longitud (cm)	Espesor (cm)
A1	0.306	0.425	0.72	0.05	E1	0.306	0.425	0.72	0.07
A2	0.612	0.72	0.85	0.05	E2	0.306	0.425	0.72	0.10
A3	1.224	1.44	0.85	0.05	E3	0.306	0.425	0.72	0.15
A4	4.800	4	1.2	0.05	E4	0.306	0.425	0.72	0.20

La simulación de la fuente se realizó mediante la siguiente entrada (ver figura 2-9), en la que se define la posición, la distribución de energía, el tipo de partícula y la dirección de irradiación. Para optimizar el programa, se simuló un disco fuente monodireccional de 5 cm de radio que cubriera toda el área del dosímetro, reduciendo el tiempo del cálculo con resultados similares a la simulación de una fuente isotrópica. Las entradas SI1 y SP1 definen la energía y la probabilidad de emisión para la fuente de ²⁴¹Am-Be(α ,n) de referencia. Ver apéndice A.

Figura 2-9: Definición de la fuente de neutrones en MCNP.

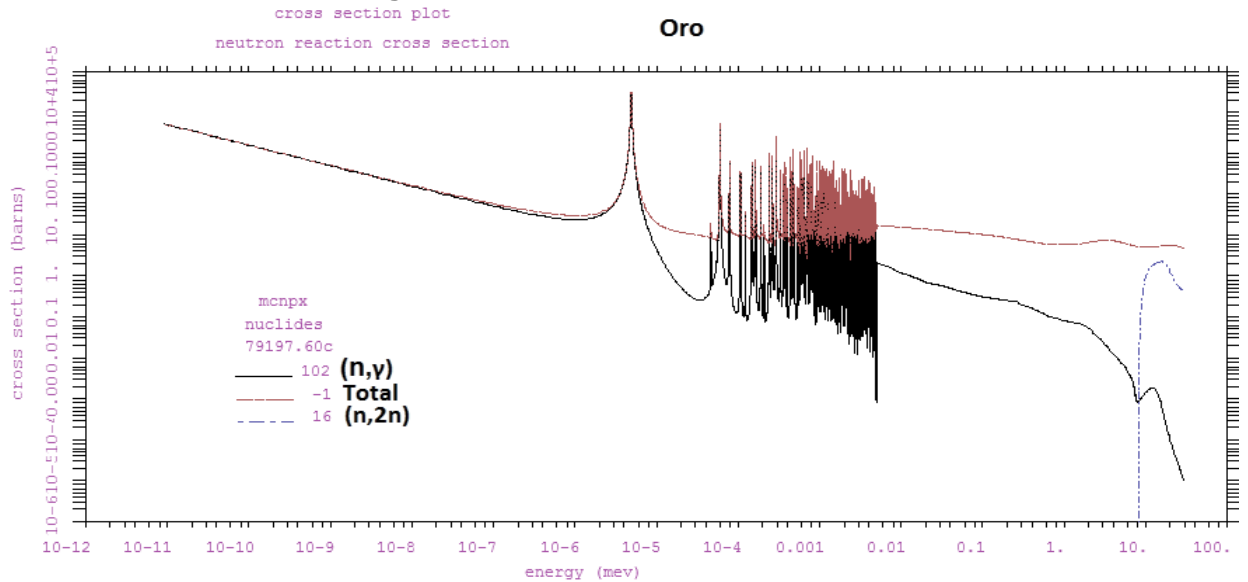
```

-----
C           Distribución de la fuente de Am241 - Be
C
-----
C
scl Fuente de 241Am - Be
SDEF pos 0 0 9.948  AXS=0 0 1  EXT=0  erg=d1  PAR=1  VEC=0 0 -1  DIR=1
ara=19.6349408
SI1 h 4.14E-07 1.10E-01 3.30E-01 5.40E-01 7.50E-01 9.70E-01 &
1.18E+00 1.40E+00 1.61E+00 1.82E+00 2.04E+00 2.25E+00 &
2.47E+00 2.68E+00 2.90E+00 3.11E+00 3.32E+00 3.54E+00 &
3.75E+00 3.97E+00 4.18E+00 4.39E+00 4.61E+00 4.82E+00 &
5.04E+00 5.25E+00 5.47E+00 5.68E+00 5.89E+00 6.11E+00 &
6.32E+00 6.54E+00 6.75E+00 6.96E+00 7.18E+00 7.39E+00 &
7.61E+00 7.82E+00 8.03E+00 8.25E+00 8.46E+00 8.68E+00 &
8.89E+00 9.11E+00 9.32E+00 9.53E+00 9.75E+00 9.96E+00 &
1.02E+01 1.04E+01 1.06E+01 1.08E+01 1.10E+01
C
SP1 d 0.0 1.44E-02 3.34E-02 3.13E-02 2.81E-02 2.50E-02 &
2.14E-02 1.98E-02 1.75E-02 1.92E-02 2.23E-02 2.15E-02 &
2.25E-02 2.28E-02 2.95E-02 3.56E-02 3.69E-02 3.46E-02 &
3.07E-02 3.00E-02 2.69E-02 2.86E-02 3.18E-02 3.07E-02 &
3.33E-02 3.04E-02 2.74E-02 2.33E-02 2.06E-02 1.82E-02 &
1.77E-02 2.04E-02 1.83E-02 1.63E-02 1.68E-02 1.68E-02 &
1.88E-02 1.84E-02 1.69E-02 1.44E-02 9.68E-03 6.52E-03 &
4.26E-03 3.67E-03 3.81E-03 5.06E-03 6.25E-03 5.52E-03 &
4.68E-03 3.70E-03 2.78E-03 1.51E-03 3.63E-04
C
-----

```

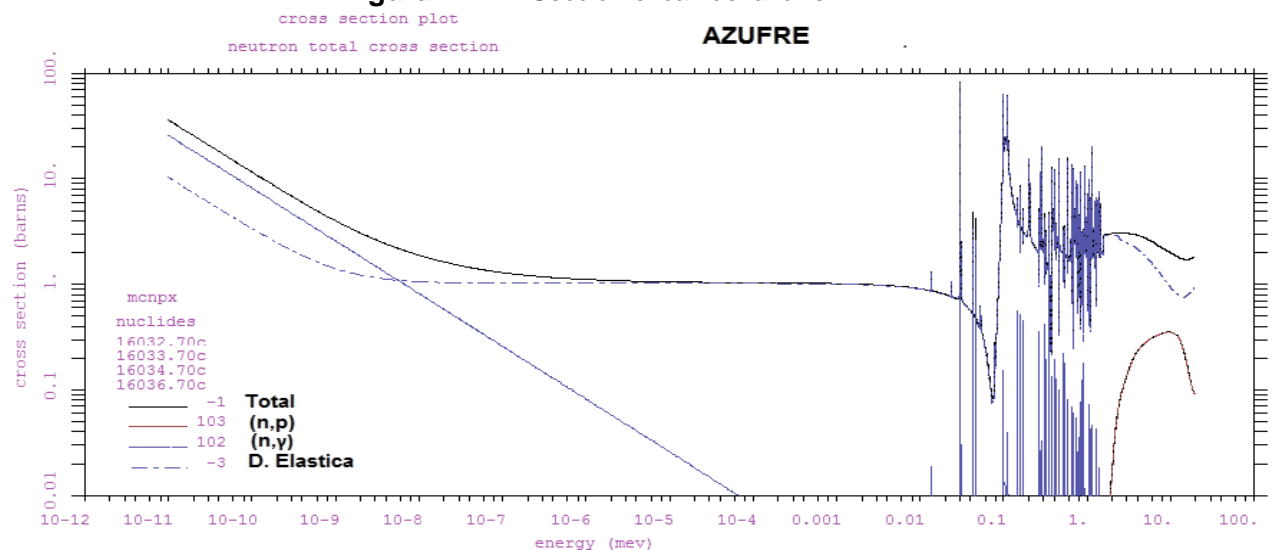
La elección de los materiales para la construcción del dosímetro se basó en las interacciones que presenta cada material con los neutrones. La elección del oro se realiza con el propósito de medir neutrones térmicos. Además, el oro presenta resonancia en su sección eficaz para neutrones intermedios, como puede ser visto en la figura 2-10, evidenciando que el mecanismo de interacción más probable es el de captura radiactiva.

Figura 2-10: Sección eficaz del oro.



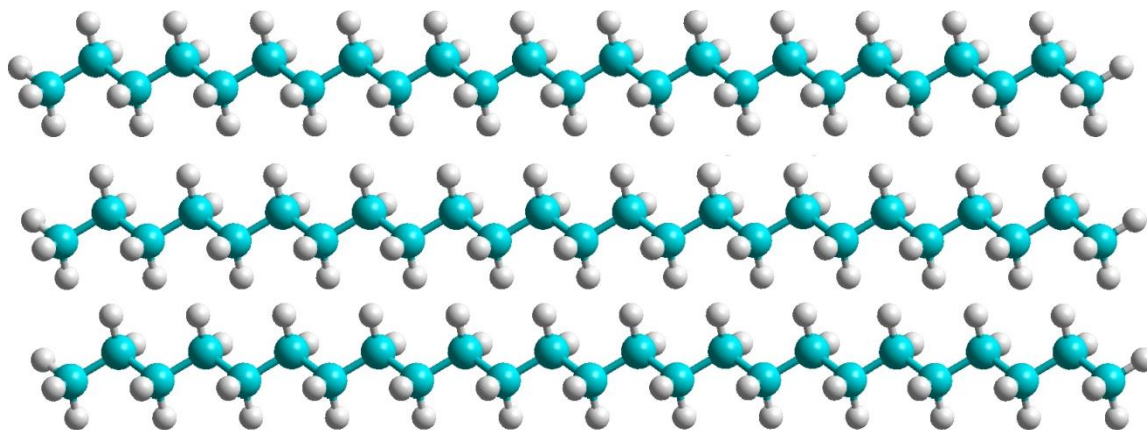
El azufre es escogido para medir neutrones rápidos, lo que permite un estimativo del espectro de neutrones (figura 2-11), donde los mecanismos más probables de interacción son la captura radiactiva, y la captura y emisión de un protón.

Figura 2-11: Sección eficaz del azufre.



El material escogido para la fabricación del dosímetro fue la parafina, debido a su alta concentración de H y C, consiguiendo una excelente atenuación, además de permitir un moldeado fácil. Para simular la parafina se tiene presente que “parafina” es el nombre común de un grupo de hidrocarburos alcanos, los cuales tienen una variedad muy amplia en el mercado. Al realizar una búsqueda de los tipos de parafinas con los que pudiera ser elaborado el dosímetro, se decidió optar por una variedad de las llamadas ceraparafinas, que en el mercado pueden ser compradas como “parafina china”, debido a que se consigue fácilmente. La molécula es del orden de $C_{25}H_{50}$ y para obtener la densidad exacta de esta molécula se calculó la estructura más estable, mediante el programa computacional HyperChem Release 8.0 Hypercube, obteniendo una densidad de 0.91 g/cm^3 .

Figura 2-12: Molécula de la parafina, es una cadena lineal no ramificada.



Los materiales para la simulación se introducen de la forma ZZZAAA.xx, donde ZZZ define el número atómico del elemento y AAA su masa atómica. El xxx representa la librería de sección eficaz utilizada. Para la definición del material se determina su composición isotópica mediante fracciones de masas precedidas por un signo menos. En la simulación de neutrones es necesario definir la librería para cada isótopo utilizado. En la tabla 2-6 se pueden ver los materiales utilizados para la simulación, con sus respectivas librerías, para el cálculo de la interacción con neutrones.

En estas simulaciones se calculó la activación producida en las placas detectoras mediante el tally FM4 y se calculó el flujo sobre el dosímetro a través del tally f4. Para reducir el error estadístico en la simulación se corrieron 10^7 historias.

Tabla 2-6: Librería de los materiales utilizados en la simulación.

Material	Densidad (g/cm ³)	Composición	Librerías utilizadas
Oro	19.32	¹⁹⁷ Au=100%	079197.60c.
Azufre	2.06	³² S =94.93%, ³³ S =0.76%, ³⁴ S =4.29%, ³⁶ S =0.02%.	016032.70c, 016033.70c, 016034.70c, 016036.70c.
Aire	0.001205	C = 0.0124%, N = 75.5268%, O = 23.1781%, Ar= 1.2827%.	006012.50c, 007014.60c, 008016.60c, 018000.59c.
Acero Inoxidable	7.96	Cr = 19%, Ni=12%, C=0.1%, Si=1%, Mn= 2%, P=0.045%, S=0.015%, Ti=4%, Fe=65.44%.	024000.50c, 028000.50c, 006000.60c, 014000.60c, 025055.60c, 015031.60c, 016000.60c, 022000.60c, 026000.50c.
Parafina	0.91	¹² C = 85.1377 %, H = 14.8613%.	001001.60c, 006000.60c.

2.3.2 Caracterización del dosímetro

Para la caracterización del sistema dosimétrico en función del espectro de energía, se simuló como variaba la activación en las placas dosimétricas en función de la energía, utilizando la geometría obtenida en la simulación anterior, y se realizaron treinta diferentes simulaciones de fuentes monoenergéticas, variando la energía en un rango de 5.14E-02 eV hasta 1.10E+01 MeV. En la figura 2-13 se puede ver, a modo de ejemplo, la definición de la fuente utilizada, en este ejemplo puntual la energía simulada fue de 4.14E-06MeV.

Figura 2-13: Definición de la fuente monoenergética.

```
C scl Fuente Monoenergetica
SDEF pos 0 0 9.948  AXS=0 0 1  EXT=0 RAD=d1 par=1  erg=4.14E-06  VEC=0 0  -1
Dir=1
SI1 0 5 $ radial sampling range: 0 to Rmax (=5cm)
SP1 -21 1 $ radial sampling weighting: r^1 for disk
```

Para la optimización del programa se simula un disco fuente monodireccional de 5 cm de radio. Además se simuló la activación producida en las placas detectoras mediante el tally FM4; a su vez, se calculó la dosis recibida en cada placa y se calculó el flujo sobre el dosímetro; a través del tally f4. Se simularon 10⁷ historias.

En este grupo de simulaciones, para caracterizar la respuesta del dosímetro se calculó la relación entre el kerma por unidad de flujo en la parafina, cambiando los materiales de las placas dosimétricas por parafina; luego se volvió a simular con las placas

dosimétricas para determinar la activación por unidad de flujo en el oro y en el azufre. Con los datos obtenidos pudo ser estimado el kerma por unidad de activación; estos tres cálculos en función de la energía.

2.3.3 Prueba de la simulación

Para validar la simulación, se calcularon los factores de conversión de fluencia a kerma en un elemento de agua, comparando estos resultados con los valores reportados en la literatura. Para esto en la simulación se cambia el material que conforma el dosímetro completo, por agua y se calcula el kerma en un elemento H₂O para valores fijos de energía, en un rango de energía entre 0.0514 eV hasta 11 MeV, obteniendo la relación entre flujo y Kerma, comparando los valores obtenidos a través de la fórmula $K = \Phi F_n$. Los factores Kerma F_n tomados como referencia fueron tomados del libro de Attix apéndice F, p. 596.

A través de otra simulación fueron calculados los factores de conversión de fluencia a kerma para la parafina y se compararon estos resultados con los obtenidos para el agua. En cada simulación se corrieron 30 valores diferentes de energía y fueron usados los detectores F4 y F6 corriendo 10^7 historias.

2.3.4 Factores de conversión para las diferentes fuentes de referencia

Con la selección de la geometría para el dosímetro, se procedió a simular la respuesta de este, usando diferentes campos de radiación. Las fuentes utilizadas para este grupo de simulaciones fueron las de referencia recomendadas por la ISO, obteniendo el kerma por unidad de flujo, la activación por unidad de flujo y el kerma por unidad de activación para cada una de las fuentes a través de los tallies F4, F6 y Fm4.

3.RESULTADOS Y DISCUSIÓN

En este capítulo se presentan los resultados obtenidos en las simulaciones. Se realizará un análisis de estos y se mostrará la validación teórica de la simulación.

3.1 Geometría óptima

En este grupo de simulaciones fue estudiada la respuesta de un sistema dosimétrico en presencia de una fuente de $^{241}\text{Am-Be}$, basada en la activación de las placas dosimétricas, y sus tipos de reacciones posibles están descritas en la tabla 3-1, en la que puede verse que la actividad que debe ser medida es la del ^{198}Au y ^{32}P , ya que estos elementos presentarán un periodo de semidesintegración mayor que los demás, facilitando el conteo de la muestra.

Tabla 3-1: Reacciones de activación esperadas.

Material	Isótopo	Composición	Tipo de reacción	Elemento formado	$T_{1/2}$
Oro	^{197}Au	100%	(n, γ)	^{198}Au	2,6948 d
Azufre	^{32}S	94.93%	(n, p)	^{32}P	14,262 d
	^{34}S	4.29%	(n, γ)	^{35}P	47.3 s
	^{34}S	4.29%	(n, p)	^{34}P	12,43 s
	^{36}S	0.02%	(n, γ)	^{37}S	5.05 m

Para medir la actividad producida en las placas de activación, se presenta la tabla 3-2, en la que puede verse que ambas placas son emisores beta, radiación que puede ser medida en cualquier laboratorio. Además, la actividad del Au puede ser medida por la emisión de un rayo gama de 411,8 KeV a través un contador de centelleo.

Tabla 3-2: Isótopos que pueden ser medidos en el laboratorio.

Isótopo	T _{1/2}	MD	P (%)	E β (KeV)	E _{max} β (KeV)	P β (%)	E γ (KeV)	P γ (%)
¹⁹⁸ Au	2,6948 d	$\beta(-)$	100	79.35	960.5	98.99	411.8	95.62
		$\beta(-)$	100	314.55	284.6	0.986	675.8836	0.805
		$\beta(-)$	100	467.14	1372.3	0.025	1087.6842	0.1589
³² P	14,262 d	$\beta(-)$	100	695.03	1710.66	100	-	-

En las tablas 3-3 y 3-4 pueden obtenerse las dimensiones óptimas para las placas dosimétricas a utilizar. En la tabla 3-3 se puede apreciar que la mayor activación tanto para el Au como para el S se presenta en la geometría de mayor área, **A4**. De forma similar, se puede apreciar en la tabla 3-4 que cuando se varia el espesor de las placas para el Au y el S, de nuevo se presenta una proporcionalidad directa con la activación, lo que tiene mucho sentido, pues la activación es directamente proporcional a la cantidad de átomos presentes en la muestra. Además de esto, puede apreciarse que tanto para el Au como para el S, las activaciones presentan valores muy cercanos entre sí, lo que permite proponer una geometría para la simulación de la placa con la configuración del área de la simulación **A3** y el espesor **E1**, lo que mostró una buena respuesta en función de la activación y disminuyendo los costos al momento de la construcción del dosímetro propuesto.

Tabla 3-3: Respuesta de las placas de activación en función del área.

Código	Flujo en el dosímetro (n/cm ²)	Au		S	
		(n, γ) (Bq.s/cm ³)	¹⁹⁸ Au (Bq.s)	(n, p) (Bq.s/cm ³)	³² P (Bq.s)
A1	1.5943E-02	9.259E-03	1.417E-04	6.650E-05	1.017E-06
A2	1.5942E-02	8.491E-03	2.598E-04	5.615E-05	1.718E-06
A3	1.5939E-02	8.065E-03	4.935E-04	4.601E-05	2.816E-06
A4	1.5930E-02	6.348E-03	1.333E-03	2.254E-05	4.734E-06

* Los resultados están normalizados por número de historias simuladas

Tabla 3-4: Respuesta de las placas de activación en función del espesor.

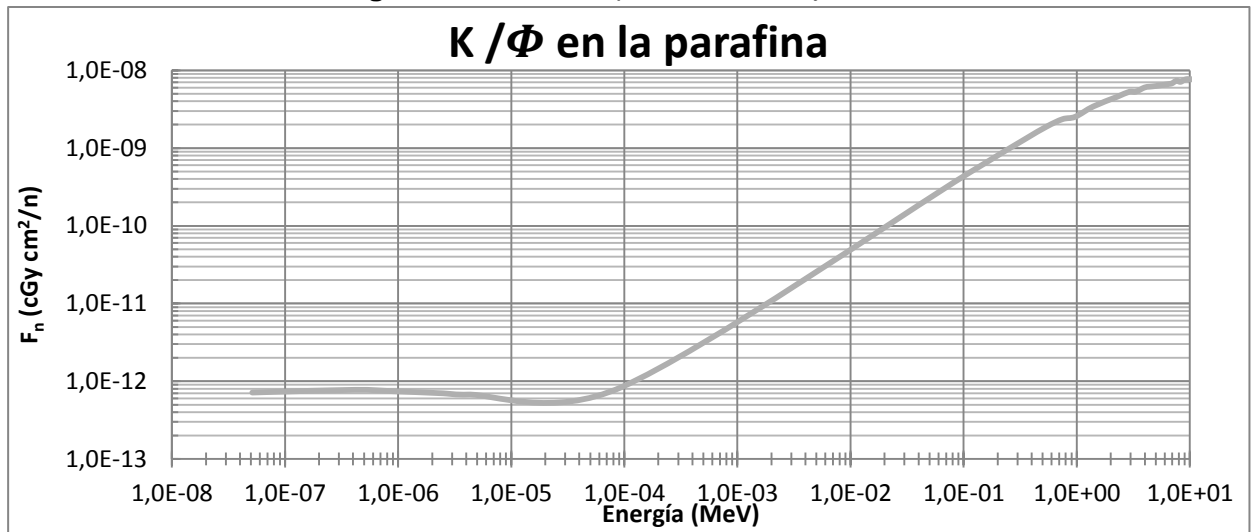
Código	Flujo en el Dosímetro (n/cm ²)	Au		S	
		(n, γ) (Bq.s/cm ³)	¹⁹⁸ Au (Bq.s)	(n, p) (Bq.s/cm ³)	³² P (Bq.s)
A1	1.5943E-02	9.259E-03	1.417E-04	6.650E-05	1.017E-06
E1	1,5942E-02	8.2929E-03	1.776E-04	6.737E-05	1.443E-06
E2	1,5941E-02	7.5082E-03	2.298E-04	7.868E-05	2.102E-06
E3	1,5941E-02	6.5678E-03	3.015E-04	7.075E-05	3.247E-06
E4	1,5939E-02	6.0500E-03	3.703E-04	7,309E-05	4.473E-06

* Los resultados están normalizados por número de historias simuladas.

3.2 Caracterización del dosímetro

En la primera parte se obtuvo el flujo en función de la energía sobre el dosímetro, luego se obtuvo el kerma producido en la parafina en la posición en la que deberían estar las placas de activación (a diez milímetros de parafina), obteniendo el factor kerma en parafina.

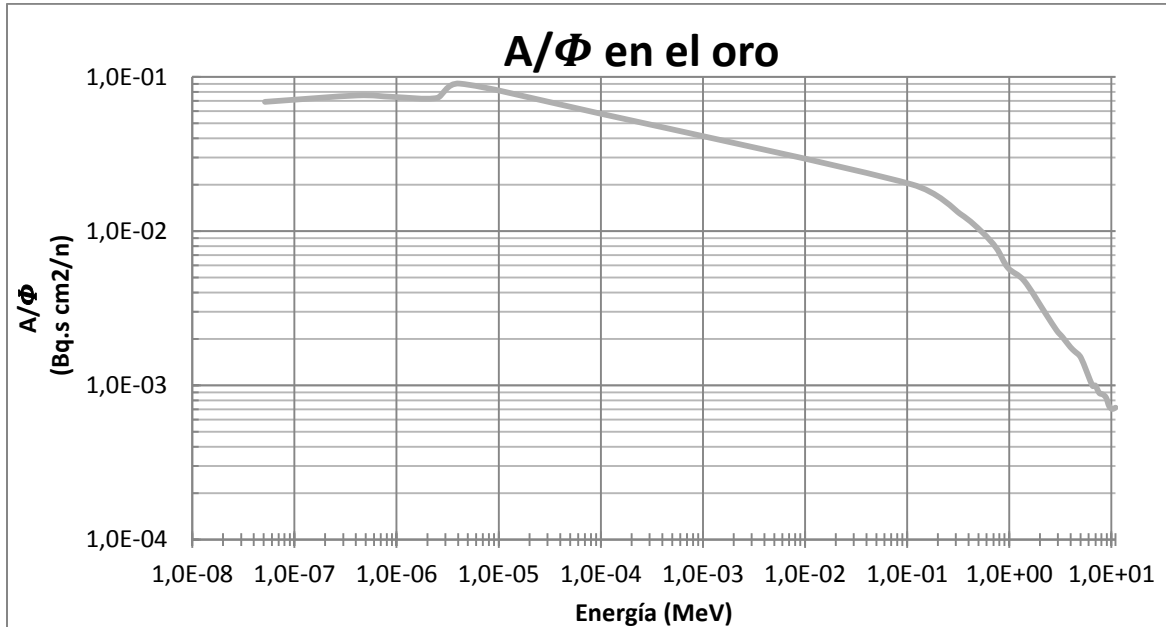
Figura 3-1: Kerma por unidad de flujo.



En la figura 3-1 puede observarse que para neutrones térmicos la curva presenta una respuesta constante, debido a que tanto el kerma como el flujo varían en igual proporción. En el rango de energía para los neutrones intermedios se presenta una disminución en el flujo producido por la atenuación de la parafina, causando una

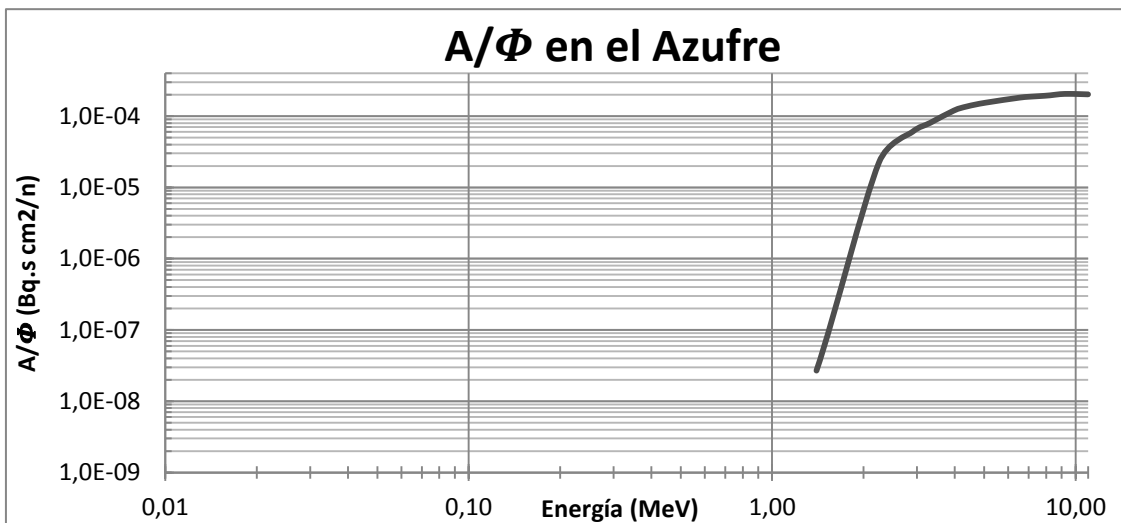
disminución mayor en el kerma de la parafina haciendo que la relación disminuya. En el rango de los neutrones rápidos la atenuación aumenta y el kerma se incrementa en mayor proporción aumentando la relación K / Φ .

Figura 3-2: Actividad por unidad de flujo para el ^{198}Au .



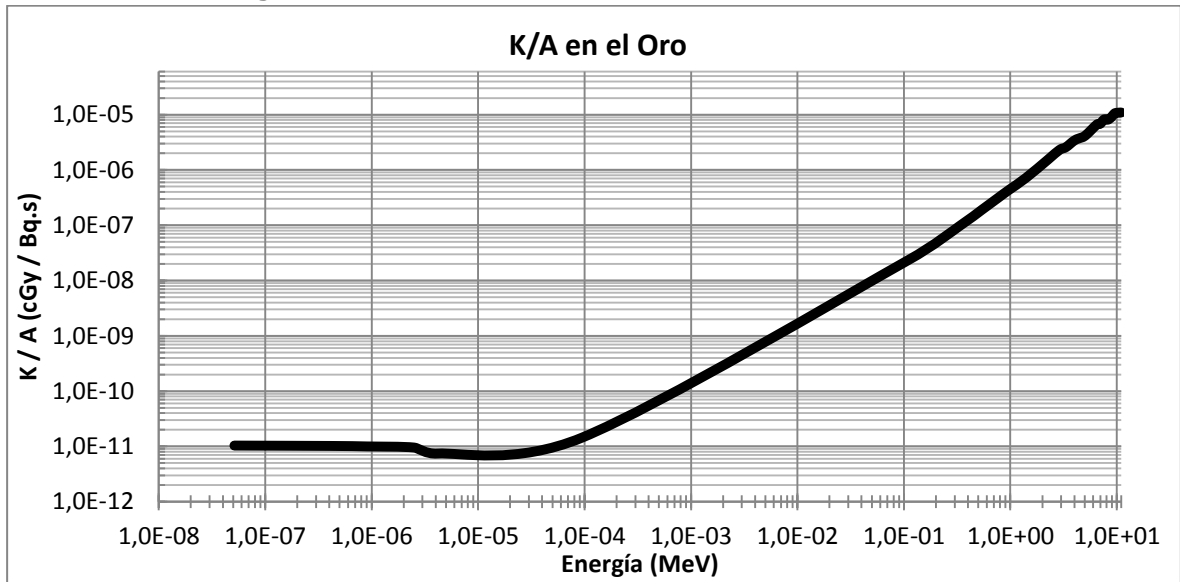
Luego se procedió a calcular la actividad generada en las placas de activación, obteniendo la activación por unidad de flujo para el ^{198}Au y ^{32}P (ver figuras 3-2 y 3-3). Para el ^{198}Au se obtuvo que la activación en el rango de energía de los neutrones térmicos es mayor y el valor máximo se presenta para los neutrones intermedios, como lo predice la sección eficaz del oro, presentando su máximo en el mismo valor de energía.

Figura 3-3: Actividad por unidad de flujo para el ^{32}P .



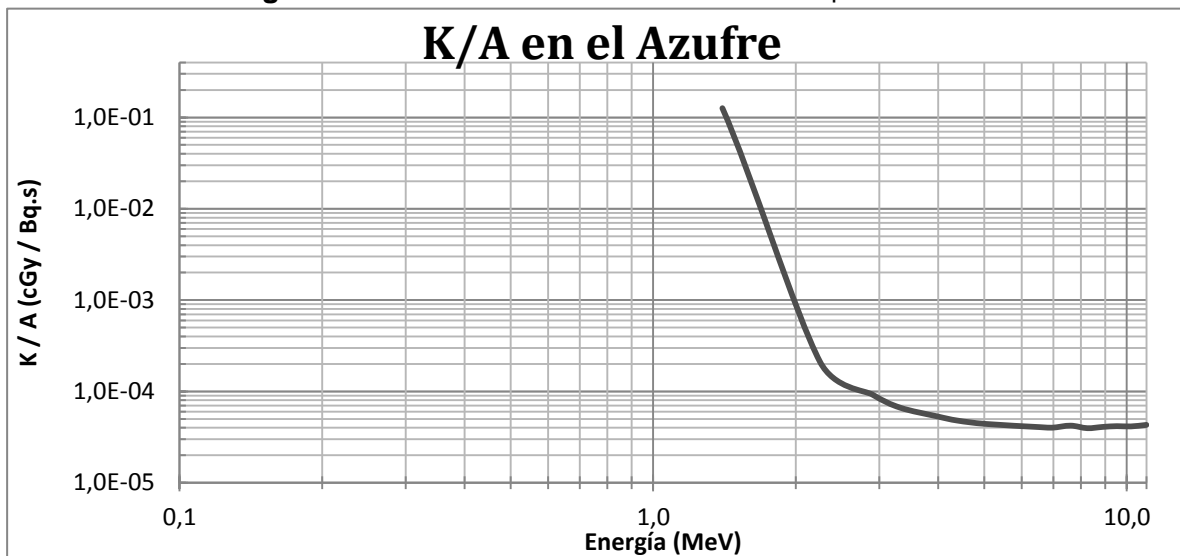
De igual forma se calculó para el ^{32}P , se obtuvo la relación de la activación en función del flujo, para el azufre esta relación es proporcional a la energía, llegando a un valor máximo. Además puede ser visto que el azufre solo puede ser activado por neutrones rápidos; datos que corroboran el modelo teórico.

Figura 3-4: Kerma en función de la activación para el Au.



En la figura 3-4 puede verse la relación obtenida en el cálculo del kerma en función de la actividad para el ^{198}Au , encontrando una relación creciente que se explica por la dependencia directa del kerma con la energía.

Figura 3-5: Kerma en función de la activación para el S.

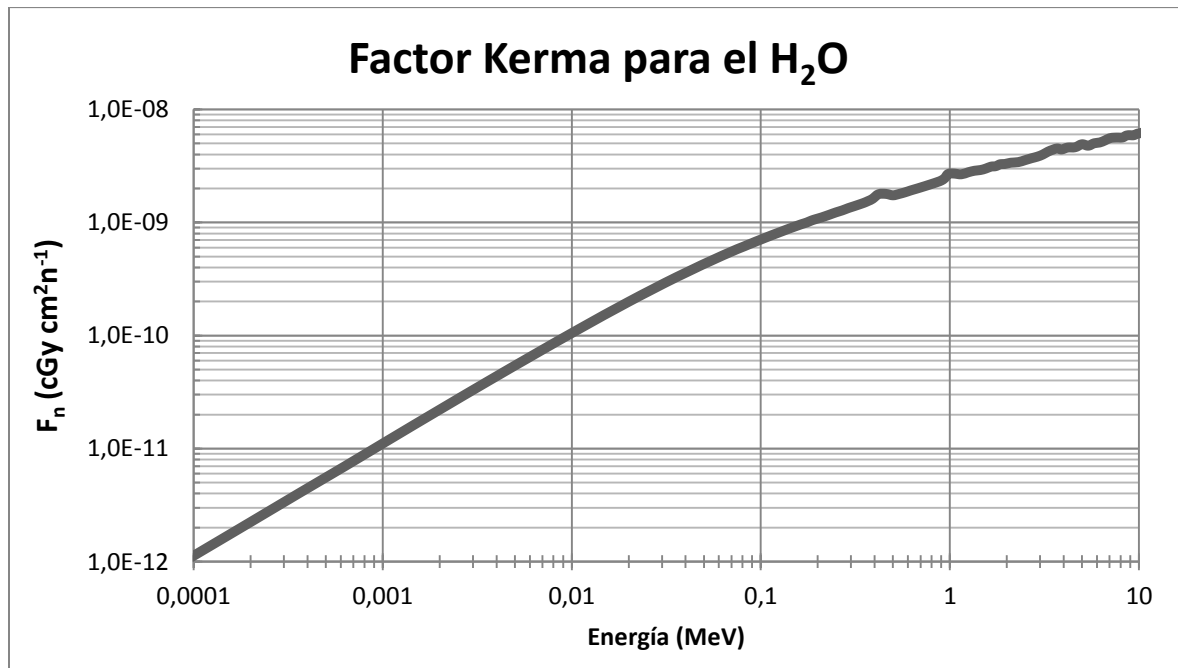


En la figura 3-5 se encuentra que para el azufre el kerma en función de la activación es una relación decreciente. Esto se debe a que el azufre solo es sensible a neutrones rápidos, los cuales aumentan la activación en función de su energía. A pesar de que el kerma aumenta con la energía, la activación se hace mayor.

3.3 Prueba de la simulación

Para validar la simulación, se calculó el kerma en un elemento H₂O para valores fijos de energía, en un rango de energía entre 0.0514 eV hasta 11 MeV, obteniendo la relación entre el flujo y el Kerma; comparando los valores obtenidos con el factor Kerma que depende de cada material y de la energía de los neutrones incidentes, a través de la fórmula $K = \Phi F_n$. Los factores Kerma F_n usados como referencia fueron tomados del libro de Attix, p. 596.

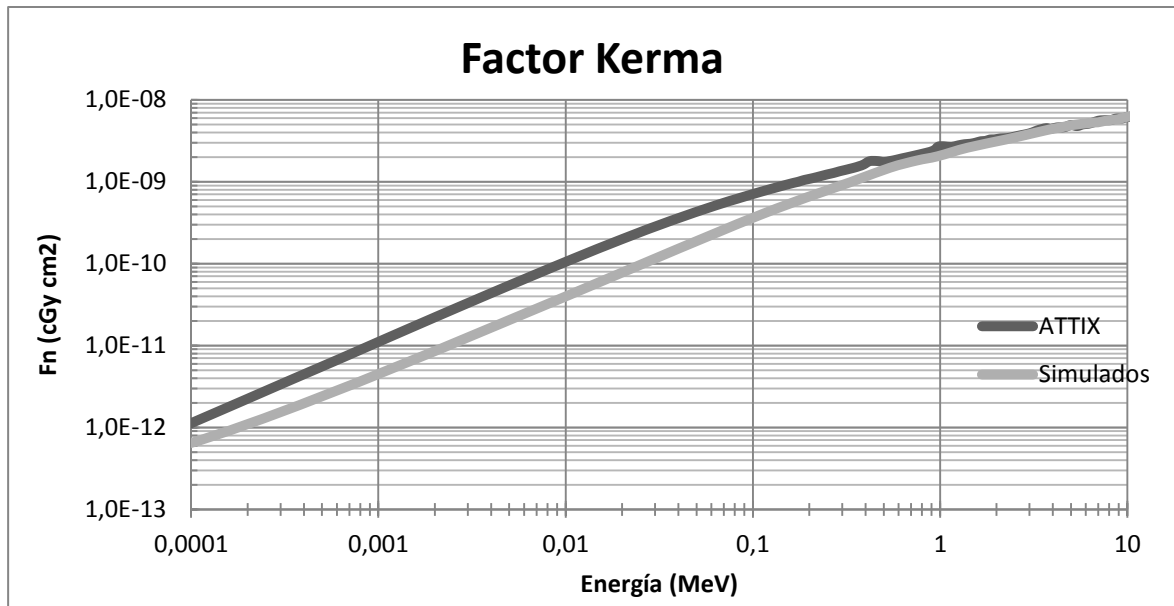
Figura 3-6: Coeficientes de conversión de flujo a kerma en el agua



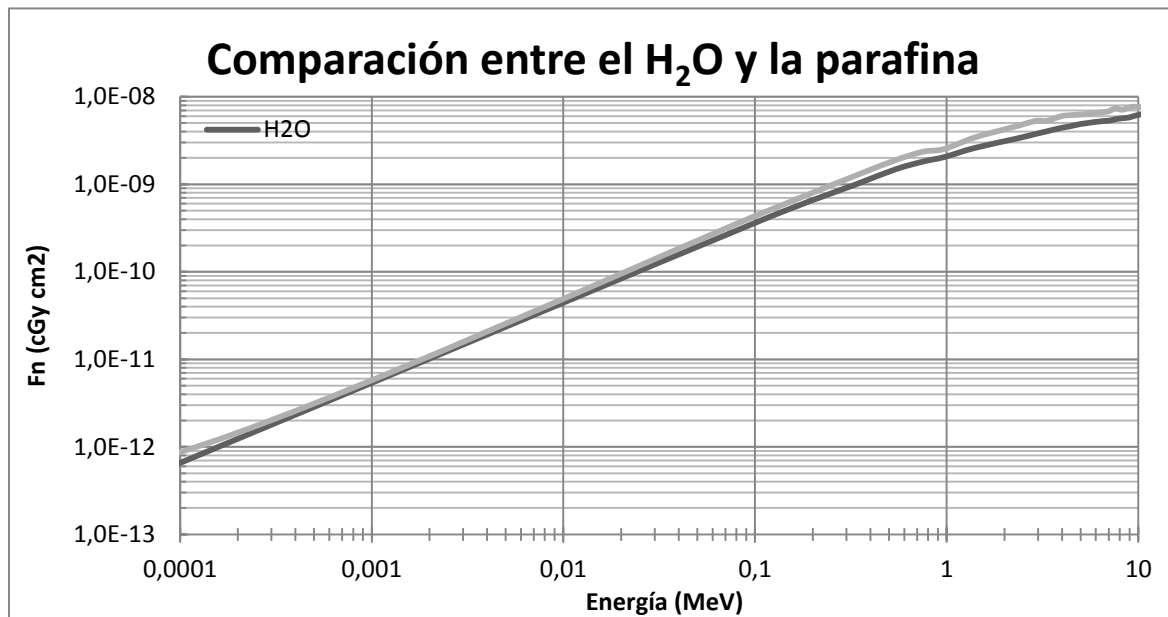
En esta simulación se realizó un barrido de 28 pasos de energía, para una geometría de las placas dosimétricas descritas por A1. En la figura 3-7, se puede ver la comparación de los resultados obtenidos en este trabajo con los reportados en la literatura. En la figura se puede apreciar que para energías entre 0.0001 y 0.1 MeV, se presentan ligeras diferencias, pero para el rango de los neutrones rápidos los coeficientes de conversión presentan muy buen ajuste, lo que evidencia que la simulación es una buena aproximación para la modelación de este problema físico.

Las ligeras diferencias entre ambas curvas se justifican en la elección y constitución de la parafina en la simulación, ya que para realizar una simulación en MCNP con neutrones es necesario definir cada composición isotópica de los materiales que interactúan y adicional a esto hay que definir la librería que se va a utilizar por isótopo, haciendo muy difícil reproducir exactamente las curvas de referencia, ya que no se tiene una descripción exacta de cómo fue realizada.

Figura 3-7: Comparación de los coeficientes de conversión reportados en la literatura.



En la figura 3-8 adicionalmente se compara la respuesta obtenida para el factor kerma en agua y en parafina, obteniendo respuestas muy similares, evidenciando que la parafina es un buen sustituto para el agua en cálculos de atenuación, lo que hace una excelente elección a la parafina como material principal para la construcción del dosímetro, permitiendo obtener repuestas similares al tejido humano que principalmente está constituido por agua.

Figura 3-8: Comparación de la respuesta en agua y en parafina.

3.4 Factores de conversión para las diferentes fuentes de referencia

Inicialmente se calculó la activación de las placas dosimétricas, al irradiar el dosímetro a las 4 fuentes de referencia, luego se calculó el kerma en la parafina y se procedió a calcular el $H_p(10)$, obteniendo las relaciones entre $H_p(10)$ / flujo, actividad / flujo y $H_p(10)$ / actividad para cada una de las fuentes.

Tabla 3-5: Resultados obtenidos para las diferentes fuentes.

Fuente	Energía (MeV)	Flujo en el Dosímetro (n/cm^2)	Kerma (MeV/g)	^{198}Au (Bq.s)	^{32}P (Bq.s)	$H_p(10)$ (pSv)
Am - B	2,8	1,61E-02	6,00E-03	4,62E-04	1,87E-06	1,48E+01
Am - Be	4,4	1,59E-02	5,48E-03	6,16E-04	3,98E-06	1,12E+01
^{252}Cf	2,3	1,71E-02	5,27E-03	1,02E-03	1,37E-06	1,40E+01
$^{252}\text{Cf-D2O}$	2,1	2,24E-02	1,42E-03	1,35E-02	3,60E-07	3,88E+00

* Los resultados están normalizados por número de historias simuladas.

En la tabla 3-5 se presentan los resultados obtenidos en la simulación, estudiando la respuesta del dosímetro bajo exposición de los diferentes espectros de energía. En la tabla 3-6 se calculan las relaciones más importantes para estos espectros. Para calcular el $H_p(10)$, se basa en la definición del equivalente de dosis personal, obteniendo la dosis

producida a 10 cm de profundidad, multiplicada por los factores de peso por radiación reportados en el ICRP 103, definidos en la ecuación 1-13. Adicionalmente se calculó el $H_p(10)$ mediante los factores de conversión de fluencia a $H_p(10,0^\circ)$ reportados en la ICRP 74. Para esto se definieron los factores de conversión y la distribución de energía; mediante el tally F5 se calculó el $H_p(10)$ para cada fuente de referencia (Ver definición de este contador en el apéndice B), y se compararon los valores obtenidos en la tabla 3-5.

Tabla 3-6: Comparación de $H_p(10)$ para las diferentes fuentes.

Fuente	Cálculo de $H_p(10)$ mediante los W_R (pSv)	Cálculo de $H_p(10)$ mediante el ICRP 74 (pSv)
Am – B	1,48E+01	1,39E+01
Am - Be	1,12E+01	8,99E+00
²⁵² Cf	1,40E+01	9,79E+00
²⁵² Cf-D2O	3,88E+00	3,64E+00

En esta comparación se muestra la correspondencia de los valores de $H_p(10)$ calculados para el dosímetro mediante la simulación, con los obtenidos a través de MCNP calculados directamente mediante los coeficientes de conversión del ICRP 74. En este cálculo se encontraron ligeras diferencias que pueden ser explicadas de la siguiente forma: cuando se usan los coeficientes de conversión de la ICRP 74, se están utilizando indirectamente los factores de peso por radiación w_R de la ICRP 60 más la simulación computacional con los simuladores estilizados que son los que se utilizaron para el cálculo de estos coeficientes, en los que se tienen en cuenta todas las interacciones de los neutrones con los fantoms, incluyendo la parte de retrodispersión. Mientras que en la simulación para el sistema dosimétrico propuesto en éste trabajo se realiza el cálculo del $H_p(10)$ sin tener en cuenta la dispersión producida por el cuerpo.

En la tabla 3-7 se presenta el $H_p(10)$ en función de la activación producida para cada placa dosimétrica. Resultados que permitirán la estimación del $H_p(10)$ para el sistema dosimétrico planteado el presente trabajo con la activación producida en cada placa dosimétrica.

Estos resultados, al estar normalizados por el número de historias simuladas, presenta la ventaja que pueden ser utilizados para el estudio dosimétrico con fuentes de diferentes

actividades al multiplicar los resultados obtenidos por el flujo característico de cada fuente.

Tabla 3-7: Coeficientes de conversión para las diferentes fuentes.

Fuente	H_p/Φ ($\mu\text{Sv cm}^2/\text{n}$)	A/Φ para Au ($\text{Bq.s cm}^2/\text{n}$)	A/Φ para S ($\text{Bq.s cm}^2/\text{n}$)	H_p/A para Au ($\mu\text{Sv} / \text{Bq.s}$)	H_p/A para S ($\mu\text{Sv} / \text{Bq.s}$)
Am - B	8,66E+02	2,46E-03	9,97E-06	3,52E+05	8,69E+07
Am - Be	5,65E+02	3,31E-03	2,14E-05	1,71E+05	2,64E+07
²⁵² Cf	5,72E+02	5,14E-03	6,89E-06	1,11E+05	8,31E+07
²⁵² Cf-D2O	1,62E+02	5,16E-02	1,38E-06	3,15E+03	1,18E+08

3.5 Cálculo de los coeficientes de conversión de $H_p(10)$ en función de la actividad

El equivalente de dosis personal mediante la simulación se puede calcular directamente mediante las aproximaciones antes mencionadas, obteniendo una curva de respuesta para el oro y otra para el azufre, específicamente el isótopo de ¹⁹⁷Au y el ³²S, ya que estos isótopos son los que presentaron mejor respuesta en activación y tienen el periodo de semidesintegración mayor de todos los isótopos producidos. La sensibilidad de la respuesta de este sistema dosimétrico está sujeta a la actividad de saturación del isótopo, tal que a cada valor de actividad medida se le pueda asociar un valor de $H_p(10)$:

Figura 3-9: $H_p(10)$ en función de la actividad para el oro.

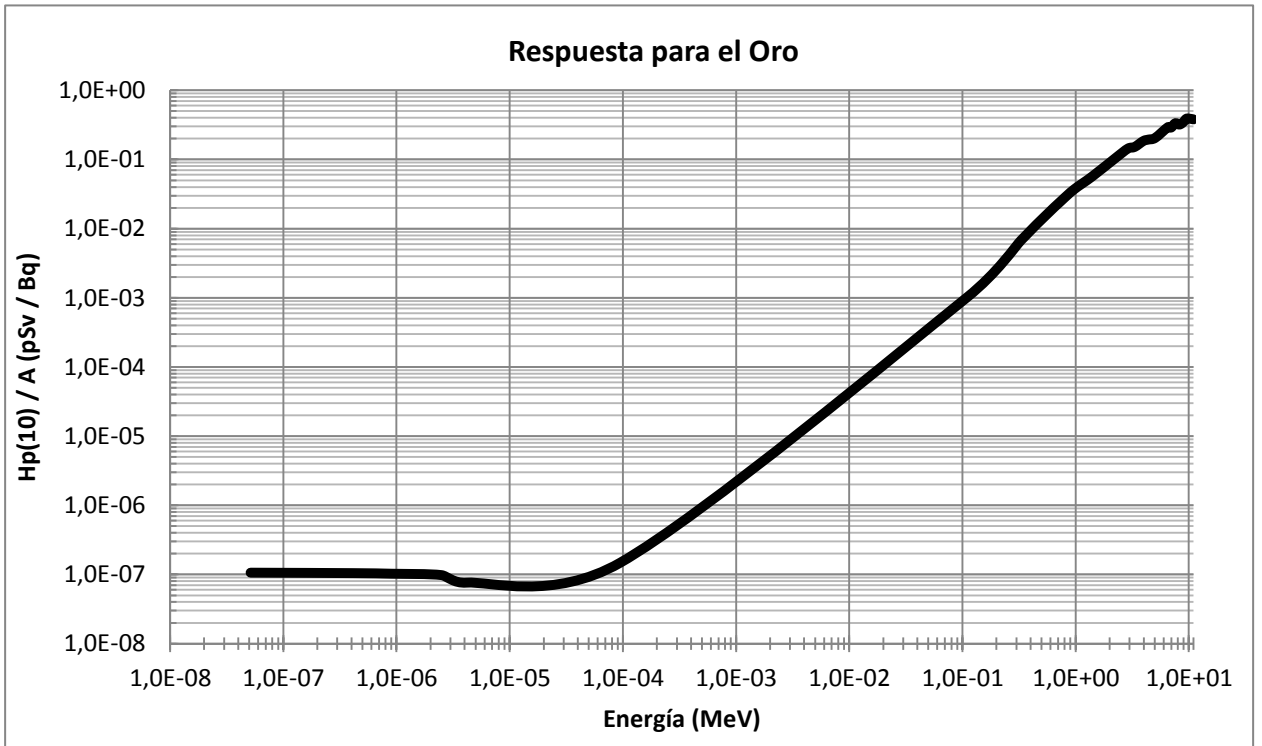
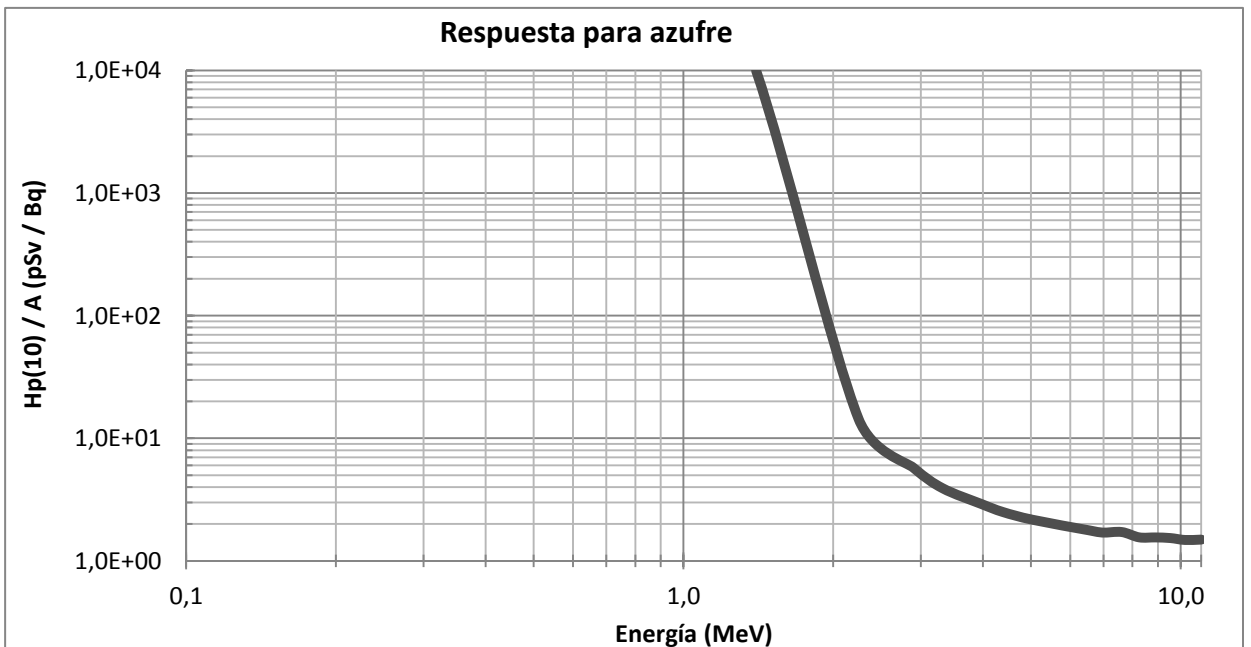


Figura 3-10: $H_p(10)$ en función de la actividad para el azufre.



3.6 Sistema dosimétrico

El sistema dosimétrico propuesto permite el cálculo del equivalente de dosis personal $H_p(10)$ a través de la activación del oro y del azufre, asumiendo una situación de exposición especial (vigilancia especial), permitiendo la medida y reporte de la dosis en el día de trabajo, facilitando el uso de las fuentes de neutrones presentes en la universidad cumpliendo con los criterios de protección radiológica. De forma que la actividad alcanzada en estas condiciones puede verse en la tabla 3-8 donde se presenta la fracción de la actividad saturación A_s alcanzada en una rutina de trabajo normal. Si la dosis es medida al final de un día de trabajo, asumiendo que el trabajador ocupacional está expuesto desde las 8 am hasta 12m y desde 1pm hasta 5pm, correspondería a 8 horas de activación, en las que se alcanzaría en el oro un 8.22% y el azufre el 1.61% de la actividad de saturación. Esta actividad decaería constantemente en el tiempo. Si se midiera al finalizar la rutina, el número de cuentas registrado correspondería al reportado por la ecuación 1.24. Esta actividad inducida decaería constantemente, como puede ser visto en la tabla 3-8.

Tabla 3-8: Actividad teórica producida en el tiempo.

	¹⁹⁸ Au	³² P
T1/2 (d)	2,6948	14,262
Tiempo de exposición (h)	Actividad Au	Actividad S
1	1.07%	0.20%
2	2.12%	0.40%
3	3.16%	0.61%
4	4.20%	0.81%
5	5.22%	1.01%
6	6.23%	1.21%
7	7.23%	1.41%
8	8.22%	1.61%
9	9.20%	1.81%
10	10.16%	2.00%
16	15.76%	3.19%
24	22.68%	4.74%
36	32.01%	7.03%
44	37.60%	8.52%
52	42.72%	9.99%

	¹⁹⁸ Au	³² P
T1/2 (d)	2,6948	14,262
Tiempo de Decaimiento (h)	Actividad Au	Actividad S
1	98.93%	99.80%
2	97.88%	99.60%
3	96.84%	99.39%
4	95.80%	99.19%
5	94.78%	98.99%
6	93.77%	98.79%
7	92.77%	98.59%
8	91.78%	98.39%
12	87.93%	97.60%
16	84.24%	96.81%
18	82.46%	96.42%
20	80.71%	96.03%
24	77.32%	95.26%
36	67.99%	92.97%
48	59.78%	90.74%

4. Conclusiones y recomendaciones

4.1 Conclusiones

En el desarrollo de esta tesis se logró la simulación del fenómeno de activación para el oro y el azufre mediante el método de Montecarlo, obteniendo la actividad generada en las placas detectoras, relacionando esta con el equivalente de dosis personal $H_p(10)$.

Se obtuvo una propuesta para la construcción de un sistema de dosimetría de neutrones alternativo que puede ser implementado en cualquier laboratorio donde se tengan fuentes de neutrones, reforzando el programa de monitoreo para la vigilancia radiológica por irradiación externa.

El sistema dosimétrico desarrollado en este trabajo también puede ser utilizado como dosímetro de área, en esta condición el sistema estará expuesto a flujos mayores, presentando mejor respuesta, pues la activación es directamente proporcional al flujo.

Las placas detectoras propuestas en este trabajo son detectores integrales, los cálculos se obtienen alrededor de una energía promedio del espectro al que están sometidos, pero al variar los diferentes materiales utilizados en las placas detectoras se obtiene una diferenciación energética debido a las diferentes secciones eficaces de cada material. Además este sistema presenta la ventaja de ser insensible a la radiación gamma y a partículas cargadas, lo que lo convierte en un buen detector para campos mixtos calculando la contribución a la dosis por los neutrones. Y debido a su bajo costo de producción puede ser implementado con facilidad.

En este trabajo se desarrolló un sistema dosimétrico por el método de activación que permitió la obtención de las curvas de calibración, en la cual pudo ser validado por comparación de los datos reportados en la literatura para el factor kerma de los materiales utilizados, pero para el proceso de la activación con la información disponible

no fue posible realizar una comparación experimental, pero el comportamiento de estos fue congruente a la teoría de la interacción de los neutrones con la materia.

El presente trabajo se establece como una fuente de referencia para futuras investigaciones en el área de dosimetría de neutrones y se constituye el primer paso para la vigilancia radiológica de los diferentes usos de las fuentes de neutrones del grupo de física radiológica.

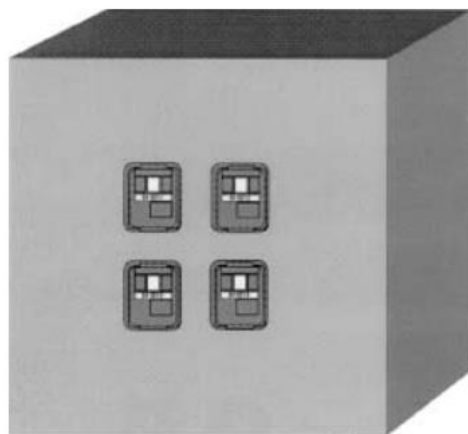
4.2 Recomendaciones

Para completar este estudio se propone la utilización de más materiales detectores con el fin de obtener una mejor diferenciación de la dosis en función de la energía, utilizando materiales que presentan el fenómeno de la activación neutrónica.

Realizar la construcción de la parte experimental de este sistema dosimétrico propuesto en el presente trabajo.

Para tener una calibración más precisa, en función de la dispersión generada por el cuerpo. El IAEA recomienda, las condiciones prácticas para la calibración de los dosímetros, puesto que estos no pueden ser calibrados en frente de un cuerpo humano real. Para el procedimiento de calibración, el cuerpo humano debe sustituirse por un Phantom ISO, en forma de paralelepípedo (30 cm x 30 cm x 15 cm), con paredes de PMMA (acrílico) lleno con agua. Con una pared frontal de 2.5 mm y las otras paredes de 10 mm de espesor.

Figura A-1: Phantoms para la calibración de dosímetros personales.



A. Anexo: Fuentes de referencia

Se anexan las definiciones de las fuentes utilizadas en las simulaciones desarrolladas en el presente trabajo.

Values of group source strength for a D ₂ O-moderated ²⁵² Cf spontaneous fission source								
SI1	h	4,14E-07	1,00E-06	1,00E-05	5,00E-05	1,00E-04	2,00E-04	&
		4,00E-04	7,00E-04	1,00E-03	3,00E-03	6,00E-03	1,00E-02	&
		2,00E-02	4,00E-02	6,00E-02	8,00E-02	1,00E-01	1,50E-01	&
		2,00E-01	2,50E-01	3,00E-01	3,50E-01	4,00E-01	4,50E-01	&
		5,00E-01	5,50E-01	6,00E-01	7,00E-01	8,00E-01	9,00E-01	&
		1,00E+00	1,20E+00	1,40E+00	1,60E+00	1,80E+00	2,00E+00	&
		2,30E+00	2,60E+00	3,00E+00	3,50E+00	4,00E+00	4,50E+00	&
		5,00E+00	6,00E+00	7,00E+00	8,00E+00	9,00E+00	1,00E+01	&
		1,10E+01	1,20E+01	1,30E+01	1,40E+01	1,50E+01		
C								
SP1	d	0	1,90E-02	6,31E-02	6,04E-02	3,17E-02	3,41E-02	&
			3,82E-02	3,28E-02	2,24E-02	7,56E-02	5,09E-02	3,79E-02 &
			5,47E-02	5,12E-02	2,96E-02	2,00E-02	1,45E-02	2,47E-02 &
			1,59E-02	1,14E-02	8,90E-03	6,57E-03	4,89E-03	2,65E-03 &
			3,14E-03	4,20E-03	4,12E-03	7,83E-03	6,78E-03	5,75E-03 &
			3,57E-03	7,48E-03	8,43E-03	9,13E-03	8,55E-03	8,07E-03 &
			1,34E-02	1,45E-02	1,49E-02	1,23E-02	8,19E-03	8,10E-03 &
			6,54E-03	8,70E-03	4,93E-03	2,42E-03	1,30E-03	7,66E-04 &
			4,43E-04	1,62E-04	1,24E-04	5,93E-05	2,83E-05	
²⁵² Cf spontaneous fission source.								

SI1	h	4,14E-07	1,00E-06	1,00E-05	5,00E-05	1,00E-04	2,00E-04	&
		4,00E-04	7,00E-04	1,00E-03	3,00E-03	6,00E-03	1,00E-02	&
		2,00E-02	4,00E-02	6,00E-02	8,00E-02	1,00E-01	1,50E-01	&
		2,00E-01	2,50E-01	3,00E-01	3,50E-01	4,00E-01	4,50E-01	&
		5,00E-01	5,50E-01	6,00E-01	7,00E-01	8,00E-01	9,00E-01	&
		1,00E+00	1,20E+00	1,40E+00	1,60E+00	1,80E+00	2,00E+00	&
		2,30E+00	2,60E+00	3,00E+00	3,50E+00	4,00E+00	4,50E+00	&
		5,00E+00	6,00E+00	7,00E+00	8,00E+00	9,00E+00	1,00E+01	&
		1,10E+01	1,20E+01	1,30E+01	1,40E+01	1,50E+01		
C								
SP1	d	0	3,10E-10	1,11E-08	1,27E-07	2,76E-07	7,82E-07	&
			2,21E-06	4,53E-06	5,68E-06	5,51E-05	1,28E-04	2,30E-04 &
			7,74E-04	2,17E-03	2,80E-03	3,29E-03	3,68E-03	1,05E-02 &
			1,21E-02	1,33E-02	1,42E-02	1,49E-02	1,55E-02	1,60E-02 &

1,63E-02	1,66E-02	1,68E-02	3,38E-02	3,39E-02	3,37E-02	&
3,33E-02	6,46E-02	6,12E-02	5,73E-02	5,31E-02	4,88E-02	&
6,55E-02	5,67E-02	6,33E-02	6,21E-02	4,68E-02	3,49E-02	&
2,58E-02	3,30E-02	1,74E-02	9,01E-03	4,61E-03	2,33E-03	&
1,17E-03	5,83E-04	2,88E-04	1,42E-04	6,94E-05		

 $^{241}\text{Am}-\text{B}(\alpha, n)$

SI1	h	4,14E-07	8,20E-01	1,09E+00	1,34E+00	1,56E+00	1,78E+00	&
1,98E+00	2,17E+00	2,36E+00	2,54E+00	2,72E+00	2,89E+00	&		
3,05E+00	3,22E+00	3,38E+00	3,53E+00	3,68E+00	3,83E+00	&		
3,98E+00	4,13E+00	4,27E+00	4,41E+00	4,55E+00	4,69E+00	&		
4,83E+00	4,96E+00	5,09E+00	5,22E+00	5,35E+00	5,48E+00	&		
5,61E+00	5,74E+00	5,86E+00	5,98E+00	6,11E+00	6,19E+00			

C

SP1	d	0	1,75E-02	1,13E-02	8,07E-03	2,10E-02	4,54E-02	&
6,31E-02	7,99E-02	8,90E-02	9,26E-02	9,65E-02	8,31E-02	&		
7,06E-02	6,67E-02	4,99E-02	4,02E-02	3,17E-02	3,03E-02	&		
2,52E-02	1,98E-02	1,72E-02	1,45E-02	9,97E-03	7,46E-03	&		
3,41E-03	2,19E-03	1,16E-03	3,03E-04	2,68E-04	2,36E-04	&		
1,15E-04	1,45E-04	1,39E-04	2,78E-04	1,78E-04	2,91E-04			

 $^{241}\text{Am}-\text{Be}(\alpha, n)$

SI1	h	4,14E-07	1,10E-01	3,30E-01	5,40E-01	7,50E-01	9,70E-01	&
1,18E+00	1,40E+00	1,61E+00	1,82E+00	2,04E+00	2,25E+00	&		
2,47E+00	2,68E+00	2,90E+00	3,11E+00	3,32E+00	3,54E+00	&		
3,75E+00	3,97E+00	4,18E+00	4,39E+00	4,61E+00	4,82E+00	&		
5,04E+00	5,25E+00	5,47E+00	5,68E+00	5,89E+00	6,11E+00	&		
6,32E+00	6,54E+00	6,75E+00	6,96E+00	7,18E+00	7,39E+00	&		
7,61E+00	7,82E+00	8,03E+00	8,25E+00	8,46E+00	8,68E+00	&		
8,89E+00	9,11E+00	9,32E+00	9,53E+00	9,75E+00	9,96E+00	&		
1,02E+01	1,04E+01	1,06E+01	1,08E+01	1,10E+01				

C

SP1	d	0,00E+00	1,44E-02	3,34E-02	3,13E-02	2,81E-02	2,50E-02	&
2,14E-02	1,98E-02	1,75E-02	1,92E-02	2,23E-02	2,15E-02	&		
2,25E-02	2,28E-02	2,95E-02	3,56E-02	3,69E-02	3,46E-02	&		
3,07E-02	3,00E-02	2,69E-02	2,86E-02	3,18E-02	3,07E-02	&		
3,33E-02	3,04E-02	2,74E-02	2,33E-02	2,06E-02	1,82E-02	&		
1,77E-02	2,04E-02	1,83E-02	1,63E-02	1,68E-02	1,68E-02	&		
1,88E-02	1,84E-02	1,69E-02	1,44E-02	9,68E-03	6,52E-03	&		
4,26E-03	3,67E-03	3,81E-03	5,06E-03	6,25E-03	5,52E-03	&		
4,68E-03	3,70E-03	2,78E-03	1,51E-03	3,63E-04				

B. Anexo: Definición de los coeficientes de conversión en MCNP

Para la definición de los coeficientes de conversión de fluencia a HP(10) reportados en el ICRP 74 en MCNP, se introduce la distribución de energía mediante la mnemotecnica DE5 indicando que estos valores van a hacer calculados en escala logarítmica, y los coeficientes se introducen mediante DF5. Y así se puede definir el tally F5 ubicando un punto en el cual medir la fluencia, en nuestro caso particular se define en el punto del espacio (0, 0, 1.05) y el programa directamente calculara el HP(10) para este dosímetro.

Figura A-2: Definición de los coeficientes de conversión del ICRP 74 utilizados en MCNP.

```
C
C -----
C                               - Calculo de Hp(10) -
C -----
C
fc5 Equivalente de Dosis Personal Hp(10) [pSv cm2]
C
de5 log 1.00E-9 1.00E-8 2.53E-8 1.00E-7 2.00E-7 5.00E-7 1.00E-6 &
2.00E-6 5.00E-6 1.00E-5 2.00E-5 5.00E-5 1.00E-4 2.00E-4 5.00E-4 &
1.00E-3 2.00E-3 5.00E-3 1.00E-2 2.00E-2 3.00E-2 5.00E-2 7.00E-2 &
1.00E-1 1.50E-1 2.00E-1 3.00E-1 5.00E-1 7.00E-1 9.00E-1 1.00E+0 &
1.20E+0 2.00E+0 3.00E+0 4.00E+0 5.00E+0 6.00E+0 7.00E+0 8.00E+0 &
9.00E+0 1.00E+1 1.20E+1 1.40E+1 1.50E+1 1.60E+1 1.80E+1 2.00E+1
c
df5 log 8.19 9.97 11.4 12.6 13.5 14.2 14.4 14.3 13.8 13.2 12.4 &
11.2 10.3 9.84 9.34 8.78 8.72 9.36 11.2 17.1 24.9 39.0 96.6 &
139 180 246 335 386 414 422 433 442 431 422 420 423 432 445 461 &
480 517 550 564 576 595 600
c
f5:n 0 0 1.05 1.0 $ HP(10)
```


5. Bibliografía

Ali, R. (1995). *Patente nº ES 2 073 452*. España.

Ali, R. (1996). *Patente nº ES 2 093 223*. España.

Attix, F. H. (1991). *Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry*. John Wiley & Sons.

Balseiro, I. (s.f.). *INSTITUTO DE FÍSICA, FACULTAD DE CIENCIAS*. Recuperado el 4 de junio de 2014, de http://labrad.fisica.edu.uy/docs/Detectores_de_Radiacion_Balseiro.pdf

Dosimetrix. (s.f.). *Dosimetrix*. Recuperado el 20 de Julio de 2014, de Dosimetrix: <http://www.dosimetrix.com/es/Diferencia%20Tipos%20Dosimetria.pdf>

IAEA. (2004). *PRACTICAL RADIATION TECHNICAL MANUAL, INDIVIDUAL MONITORING*. VIENNA.

IAEA International Atomic Energy Agency. (2004). *Practical radiation technical manual, Individual Monitoring*. Vienna.

ICRP. (1996). *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*. New York : Publication 74, Annals of the ICRP 26(3/4), Pergamon Press.

ICRP. (2007). *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).

ISO. (2001). *Reference Neutron Radiations. Characteristics and Methods of Production*. International Organization for Standardization, ISO-Standard 8529, Part 1.

J. Ródenas, S. G. (2010). Validation of the Monte Carlo model developed to assess the activity generated in control rods of a BWR. *Applied Radiation and Isotopes* 68 , 905–908.

J. Ródenas, S. G. (Tokyo, Japan, October 17-21, 2010). Validation of the Monte Carlo Model Developed to Estimate the Neutron Activation of Stainless Steel in a Nuclear Reactor. *Hitotsubashi Memorial Hall*.

- James E. Tumer. (2007). *Atoms, Radiation, and Radiation Protection*. Weinheim: 3rd, Completely Revised and Enlarged Edition. WILEY-VCH Verlag GmbH & Co.KGaA.
- Knoll, G. F. (1989). *Radiation Detection and Measurement*. USA: John Wiley & Sons .
- Puerta, J. (1991). *Cálculo de blindajes del reactor de experimentación LAN – R1*. Bogotá D.C: Universidad Nacional de Colombia.
- Puerta, J. (2009). *Notas de Clase Curso de Dosimetría Individual*. Medellín: Universidad Nacional de Colombia.
- Samuel Glasstone, A. S. (2005). *Ingeniería de reactores nucleares*. Barcelona, España: Reverté.
- Troxler. (s.f.). *troxlerlabs*. Recuperado el 21 de Enero de 2014, de <http://www.troxlerlabs.com/products/3241.php>
- Tsoufanidis, N. (2000). *Measurement And Detection Of Radiation*. Washington: Taylor & Francis.
- X-5 Monte Carlo Team. (2003). *MCNP - A general Monte Carlo N-particle transport code, Version 5, volume I: Overview and theory, LA-UR-03-1987*. Los Alamos National Laboratory.
- X-5 Monte Carlo team. (2003). *MCNP- A general Monte Carlo N-particle transport code, Version 5, volume II: User's Guide, LA-CO-03-0245*. Los Alamos National Laboratory.

