



UNIVERSIDAD AUTÓNOMA DE ZACATECAS
“FRANCISCO GARCÍA SALINAS”
UNIDAD ACADÉMICA DE ESTUDIOS NUCLEARES



DISEÑO DE FILTROS EN UN HAZ RADIAL DEL REACTOR TRIGA MARK III PARA NEUTRONES EPITÉRMICOS

T E S I S

Que para obtener el grado de
DOCTOR EN CIENCIAS BÁSICAS
(Orientación en Ciencias Nucleares)

Presenta
M. en C. Diego Medina Castro

Director de Tesis:
Dr. Héctor René Vega Carrillo

Co directores de tesis
Dr. Antonio Baltazar Raigosa y Dra. Tzinnia G. Soto Bernal

Zacatecas, México.
Enero de 2022

OFICIOS

Diseño de filtros en un haz radial del reactor TRIGA Mark III para neutrones epitérmicos

Aprobada por el jurado

Jurado 1

Jurado 2

Jurado 3

Jurado 4

Jurado 5

Dedicatoria

La presente tesis se la dedico a mi familia que gracias a su apoyo pude concluir mi carrera.

A mis hijos Renata y Diego, que son la fuente de mi inspiración y motivación a superarme día con día.

A mis padres, esposa y hermanos por su apoyo y confianza en todo lo necesario para cumplir mis objetivos como persona y estudiante.

AGRADECIMIENTOS

A la Universidad Autónoma de Zacatecas por darme la oportunidad de desarrollarme académicamente y hacer de mí una persona que se interese en la ciencia.

A todos los profesores de la Unidad Académica de Estudios Nucleares que de alguna u otra forma contribuyeron a mi formación académica.

Al CONACyT por el apoyo parcial recibido a través de la beca otorgada.

Agradezco enormemente a mi asesor el Dr. Héctor René Vega Carrillo por su extraordinario apoyo, por su paciencia, por enseñarme a ver la simplicidad de las cosas, por transmitir toda esa gama de inagotables conocimientos. También, agradezco al Dr. Antonio Baltazar Raigosa de la Unidad Académica de Ingeniería Eléctrica de la UAZ y a la Dra. Tzinnia G. Soto Bernal del Tecnológico de Monterrey, campus Aguascalientes, por la co-dirección del trabajo de investigación. A lo largo de esta investigación su amistad, consejos, asesorías, apoyo en la verificación de los resultados han sido invaluable.

Al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares por el apoyo recibido, en donde aprendí cosas nuevas y me brindó la oportunidad de desarrollarme profesionalmente.

A todos mis compañeros por su apoyo, amistad y compañerismo.

RESUMEN

Actualmente en el mundo hay millones de personas que viven con cáncer. El glioblastoma multiforme es el más común y agresivo de los tumores cerebrales, además, es muy difícil de tratar mediante cirugía, quimioterapia o radioterapia convencional. La única alternativa viable es un tratamiento a través de la Terapia por Captura de Neutrones en Boro, que requiere de un fármaco con ^{10}B y un haz de neutrones modulado. Uno de los problemas asociados a esta terapia es contar con un haz de neutrones con el flujo y el espectro adecuado. En el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, se cuenta con un reactor nuclear de investigación, modelo TRIGA Mark III que tiene varios haces de irradiación. En este trabajo se utilizó el código Monte Carlo MCNP5 y el MCNP6, para simular y estudiar el efecto de filtros en el espectro de neutrones producidos en el tubo del haz “**Este 1**” del reactor en mención, utilizando diferentes materiales, y en diferentes posiciones a lo largo del tubo. De las diferentes combinaciones utilizadas, los mejores resultados fueron los Casos A y B, donde cada filtro se hizo con la misma cantidad y tipo de materiales: acero y grafito para el filtro 1, y aluminio y cadmio para el filtro 2. En ambos casos, el filtro 2 era el mismo (Cd+Al+Cd), pero en el filtro 1, en el Caso A, era de 30 cm de acero y 30 cm de grafito, mientras que, para el Caso B, era de 15 cm de acero, 15 cm de grafito, 15 cm de acero y 15 cm de grafito. Los espectros de neutrones se calcularon en tres sitios a lo largo del tubo del haz y dos sitios fuera del tubo del haz; aquí, también se estimó el equivalente de dosis ambiental, el equivalente de dosis personal y la dosis efectiva. A la distancia de 517 cm, en el Caso B, resulta una relación de fluencia entre neutrones epitérmicos y térmicos de 30.39, siendo mayor a 20, según la recomendación por el Organismo Internacional de Energía Atómica.

Palabras clave: BNCT, Filtro, Neutrones, MCNP, TRIGA Mark III.

ABSTRACT

Currently in the world there are millions of people living with cancer. Glioblastoma multiforme is the most common and aggressive of brain tumors and is very difficult to treat with surgery, chemotherapy, or conventional radiation therapy. The only viable alternative is a treatment through Boron Neutron Capture Therapy, which requires a drug with ^{10}B and a modulated neutron beam. One of the problems associated with this therapy is having a neutron beam with the proper flux and spectrum. At the Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, there is a TRIGA Mark III nuclear research reactor that has several irradiation beams. In this work, the Monte Carlo code MCNP5 and MCNP6 were used to simulate and study the effect of filters on the neutron spectrum produced in the beam tube “East 1” of this reactor, using different materials, and in different positions along of the tube. Of the different combinations used, the best results were Cases A and B, where each filter was made with the same amount and type of materials: steel and graphite for filter 1, and aluminum and cadmium for filter 2. In both cases, filter 2 was the same (Cd + Al + Cd), but in filter 1, in Case A, it was 30 cm of steel and 30 cm of graphite, while, for Case B, it was 15 cm of steel, 15 cm of graphite, 15 cm of steel and 15 cm of graphite. Neutron spectra were calculated at three sites along the beam tube and two sites outside the beam tube; here, the environmental equivalent dose, the personal equivalent dose and the effective dose were also estimated. At the distance of 517 cm, in Case B, the result is a fluence ratio between epithermal and thermal neutrons of 30.39, being greater to 20 recommended by the International Atomic Energy Agency.

Keywords: BNCT, Filter, Neutrons, MCNP, TRIGA Mark III.

ÍNDICE GENERAL

Agradecimientos	ii
Resumen.....	iii
Abstract	iv
ÍNDICE DE FIGURAS.....	vii
ÍNDICE DE TABLAS	ix
Capítulo 1 INTRODUCCIÓN	1
Problema científico.....	6
Objetivo	6
Objetivos Particulares.....	6
Capítulo 2 REVISIÓN DE LITERATURA.....	8
2.1 Átomo.....	8
2.2 Neutrones.....	9
2.3 BNCT	11
2.4 Reactor nuclear TRIGA Mark III.....	17
2.4.1 Tubos de haces	25
2.5 Factor de multiplicación.....	26
2.6 Filtros para neutrones	27
2.7 Magnitudes y unidades dosimétricas.....	29
2.7.1 Magnitudes físicas.....	31
2.7.2 Magnitudes de protección radiológica	32
2.7.3 Magnitudes operacionales.....	34
2.7.4 Dosis en BNCT	34
2.8 Método Monte Carlo	35

2.8.1	El código MCNP.....	43
Capítulo 3	MATERIALES Y MÉTODOS	45
3.1	Descripción del reactor TRIGA Mark III.....	45
3.2	Acero	56
3.3	Primera Fase	57
3.4	Segunda Fase	60
Capítulo 4	RESULTADOS.....	65
4.1	Primera Fase	65
4.2	Segunda Fase	69
Capítulo 5	DISCUSIÓN	79
5.1	Primera Fase	79
5.2	Segunda Fase	80
Capítulo 6	CONCLUSIONES	85
6.1	TRABAJO A FUTURO	88
	REFERENCIAS.....	89
	CURRÍCULUM VITAE.....	101

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 2.1 Átomo y sus componentes	8
Figura 2.2. Vista del reactor TRIGA Mark III	18
Figura 2.3. Nuevo núcleo del reactor con LEU	19
Figura 2.4 Vista del núcleo del reactor	20
Figura 2.5.-Vista superior del reactor con la distribución de los tubos de haces	25
Figura 3.1. Vista lateral del modelo del Reactor TRIGA Mark III.....	48
Figura 3.2. Vista superior del modelo del reactor, donde se visualizan los 4 haces radiales	49
Figura 3.3. Vista superior del reactor TRIGA, mostrando los haces tangenciales al núcleo	49
Figura 3.4. Vista superior del reactor, mostrando los haces tangenciales.....	50
Figura 3.5. Vista superior mostrando la columna térmica y haces radiales	51
Figura 3.6. Núcleo del reactor con los anillos de combustible y grafito.....	52
Figura 3.7. Vista lateral mostrando el combustible, grafito y dos barras de control	53
Figura 3.8. Vista frontal mostrando haces radiales y tangenciales	54
Figura 3.9. Vista superior del núcleo.	55
Figura 3.10. Vista superior donde se muestran haces radiales y filtros	56
Figura 3.11. Sección eficaz del Fe-54 Total	57
Figura 3.12. Diseño del haz radial con filtros y moderadores	59
Figura 3.13. Vista superior del reactor mostrando en color el puerto radial “Este 1”	61
Figura 3.14 Tubo del haz radial con los filtros 1 y 2	62
Figura 4.1. Espectro de neutrones en unidades de letargia a la salida del haz.....	67
Figura 4.2. Espectro de neutrones a un metro del puerto del haz	68
Figura 4.3. Cálculo del equivalente de dosis para cada uno de los arreglos	68
Figura 4.4 Espectros de neutrones calculados y medidos a 1.20 m del puerto de haz radial	70
Figura 4.5 Espectro de neutrones utilizado como término fuente.....	71
Figura 4.6 Espectros de neutrones a lo largo del tubo del haz para el Caso A	72
Figura 4.7 Espectros de neutrones a lo largo del tubo del haz para el Caso B	73
Figura 4.8. Espectros de neutrones a lo largo del tubo del haz para el Caso C	74
Figura 4.9. Espectros de neutrones a lo largo del tubo del haz para el Caso D	74

Figura 4.10. Espectros de neutrones a lo largo del tubo del haz para el Caso E.....	75
Figura 4.11. Comparación de los mejores casos a la salida	76
Figura 4.12. Mejores casos a 1 m del puerto del haz	76
Figura 4.13 Espectros de neutrones para los Casos A y B en el puerto del haz	77
Figura 4.14 Espectros de neutrones para los Casos A y B a 1 m del puerto del haz	77

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 2.1 Recomendaciones de los parámetros del haz por el OIEA [34,59,60]	27
Tabla 3.1. Composición elemental del combustible LEU.....	47
Tabla 3.2. Arreglo de materiales para conformar los filtros 1 y 2	60
Tabla 3.3. Mejores casos dentro de la segunda fase	64
Tabla 4.1. Razones de fluencia de neutrones a la salida del haz.....	66
Tabla 4.2. Comparación de razones de fluencia	66
Tabla 4.3. Cálculo del equivalente de dosis, por neutrones y gammas, por historia	69
Tabla 4.4 Relaciones de fluencia de neutrones en los Casos A y B.....	78
Tabla 4.5 Equivalente de dosis por historia en el puerto del haz radial y a 1 m del puerto.	78

CAPÍTULO 1

INTRODUCCIÓN

Actualmente, millones de personas en el mundo tienen cáncer y las opciones de tratamientos son con cirugía, quimioterapia, inmunoterapia y radioterapia. Normalmente para el tratamiento se usa una modalidad como principal y se complementa por alguna o algunas de las otras alternativas. Dentro de los diferentes tipos de cáncer, existe el glioblastoma multiforme (GBM), un tumor cerebral altamente agresivo que involucra células gliales y normalmente está muy arraigado, siendo difícil de tratar por cirugía y otras terapias convencionales [1].

Una opción para tratar el GBM o tumores en el sistema nervioso central es la Terapia de Captura de Neutrones (NCT), la cual consiste de un procedimiento binario donde un fármaco se administra al paciente y más tarde se expone a un flujo de neutrones de baja energía. El fármaco está diseñado con tres objetivos: tener núcleos absorbentes de neutrones, provocar la menor toxicidad posible y debe ser captado principalmente por células cancerosas. Para lo cual se busca una sección eficaz alta para la captura de neutrones, es por ello que se han utilizado los isótopos de ^{157}Gd , ^{10}B y ^{33}S ; en específico para el boro la técnica resultante se denomina Terapia de Captura de Neutrones con Boro (por sus siglas en inglés, BNCT) [2,3]. Debido a su disponibilidad y a las características de la captura de neutrones en boro, Lorcher propuso a la BNCT, en 1936, como una alternativa para el tratamiento del cáncer (GBM). Sin embargo, la Terapia de Captura de Neutrones comenzó con la construcción del primer ciclotrón por Lawrence cuando se utilizaron neutrones para estudiar los efectos en los sistemas biológicos [4,5]. Cabe mencionar que los efectos biológicos de diferentes radiaciones dependen no sólo de la dosis absorbida, sino también de la distribución de la dosis microscópica absorbida, que se expresa en términos de Transferencia Lineal de Energía (TLE), la cual se define como la pérdida de energía en un cierto volumen, por unidad de longitud, y se expresa en unidades de energía por unidad de longitud ($\text{keV}/\mu\text{m}$) [4].

La BNCT es muy atractiva debido a su potencial para eliminar células de manera selectiva. Para ello, este método, requiere la captación selectiva de ^{10}B (un isótopo no radiactivo del boro elemental natural) por el tumor, en una cantidad como mínima de entre 15-25 ppm [6-9].

La terapia por captura de neutrones en boro tiene dos etapas: Primero, por vía intravenosa se inyecta un fármaco, como el boro-fenilalanina (BPA) o el borocaptato de sodio (BSH), con ^{10}B , después de dos horas las células tumorales empiezan a mostrar la absorción de boro. Estos fármacos se transportan por el torrente sanguíneo y se concentran preferentemente dentro de las células cancerosas del GBM y en menor medida en el tejido sano debido a la función hematoencefálica que impide la entrada de sustancias tóxicas en el cerebro [1,6,10]. En la segunda etapa del tratamiento, en un tiempo que varía de 12, 18 o hasta 48 horas después del suministro de boro, la zona a tratar del paciente se expone a un haz de neutrones. Es importante mencionar que se toman muestras de sangre para analizar el contenido de boro por diferentes técnicas con la finalidad de tener un control de calidad en la BNCT [11]. Si el tumor se localiza cerca de la superficie se usan neutrones térmicos, y si el tumor se ubica a cierta profundidad se usan neutrones epitérmicos. Estos últimos pasan de epitérmicos a térmicos mediante colisiones elásticas con el hidrógeno del tejido sano alcanzando el volumen del tumor como neutrones térmicos y se induce la reacción nuclear ${}^5_0\text{B}^{10}({}_0^1\text{n},\alpha){}_3^7\text{Li}$ con el ^{10}B que se concentró en las células tumorales. En el 6% de las reacciones se producen los iones α y ${}^7\text{Li}$ que comparten 2.79 MeV, en el 94% se producen ambos iones y un rayo gamma de 0.48 MeV y los iones comparten 2.31 MeV. Debido a su masa y a su carga ambos iones tienen una alta transferencia lineal de energía y depositan esta energía en un rango de 4 a 9 μm . Produciendo una gran cantidad de radicales libres dentro de la célula tumoral, cuyo tamaño es aproximadamente de 10 μm . La energía liberada mata a la célula o induce su apoptosis. Para aumentar la probabilidad de que ocurra la reacción nuclear con el ^{10}B , y para reducir las reacciones nucleares de los neutrones rápidos con el hidrógeno del tejido sano y así evitar los protones en retroceso, es importante filtrar los neutrones de la fuente que los produce [1,5,12].

La sección eficaz de captura de neutrones térmicos de ^{10}B es de 3838 barns, en el proceso de la absorción se produce el ^{11}B , el cual, queda en un estado excitado [1,13,14], que conduce a la escisión del ^{11}B en un núcleo de litio y una partícula alfa: $^{10}_5\text{B}(n, \alpha)^7_3\text{Li}$. La partícula α y el ^7Li emergen con una energía de 1.78 y 1.01 MeV, respectivamente, cediendo su energía cinética prácticamente en el sitio donde se produjo la captura [6,8,15,16], es decir dentro del tamaño de la célula cancerosa.

El requisito para que la BNCT tenga éxito es concentrar una cantidad suficiente de ^{10}B en las células tumorales. La relación de concentración de boro entre el tumor y las células sanas es crucial. Por consiguiente, es importante validar y optimizar el comportamiento de la biodistribución de boro, y que puede realizarse mediante toma de muestras de sangre, tumor, piel, líquido cefalorraquídeo, etc., durante las primeras 48 horas después de haber inyectado el boro y analizarlo, para conocer la concentración en tiempo real; así como la distribución de energía del campo de neutrones, que puede ser simulada con anterioridad mediante métodos Monte Carlo para tener un control de calidad [17,18].

En contraste con la BNCT, se cuenta actualmente con métodos de radioterapia y quimioterapia convencionales que se basan en la ablación del tumor con radiaciones ionizantes, respecto a la radioterapia pueden ser protones, rayos gamma o rayos X. Durante la terapia, el tejido sano que esté alrededor del tumor está expuesto a la radiación, lo que puede dar como resultado, inevitablemente, un daño no deseado en el tejido sano o en el ADN, provocando efectos secundarios que pueden convertirse en nuevos tumores. Por tal motivo, para ciertos tumores, como los del cerebro, la BNCT es la única alternativa. En esta terapia, el uso de un compuesto con boro, que aunque es tóxico se administran cantidades mínimas y que se pueden eliminar del cuerpo en un lapso de 4 días, no produce efectos colaterales y al concentrarse en el tejido tumoral las reacciones nucleares solo se inducen en estas células, mientras que en las células sanas la dosis absorbida es mucho menor en comparación con otras terapias que utilicen radiación [13].

Por otra parte, en el tema de la optimización del haz, es necesario utilizar blindajes apropiados y diseñar una sala de tratamiento, que sean adecuados para la disminución de la tasa de dosis efectiva, debida a la radiación gamma y los neutrones, fuera de la sala de tratamiento. Este diseño debe de incluir la determinación de los materiales (como el moderador, reflector, colimador, filtro de neutrones térmicos y el filtro gamma) y las geometrías de los blindajes, ventana de seguimiento de la posición del paciente, laberinto, y la puerta de entrada a la sala de tratamiento [19–21].

Con el fin de contar con un espectro adecuado de neutrones el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) recomienda características para el espectro epitérmico del haz de neutrones para BNCT [21], con el objetivo de suministrar la mayor cantidad de dosis absorbida en el tumor y la menor dosis absorbida en el tejido sano en torno a éste.

Las instalaciones para producir neutrones epitérmicos para BNCT, incluyen reactores nucleares de investigación y aceleradores de partículas [22,23]. Dichas fuentes producen neutrones con espectros característicos, que mediante filtros los neutrones deben tener un espectro de acuerdo al tipo de tratamiento, intentando reducir los neutrones térmicos y los rápidos [24,25]. Además, se recomienda usar flujos de al menos $5 \times 10^8 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$, con el fin de tratar al paciente en un tiempo razonable.

La BNCT se usa en Europa, Japón, Argentina y Estados Unidos. En las instalaciones se usan diferentes reactores nucleares de investigación como el FIR 1 en Finlandia, que estuvo en funcionamiento entre los años 1962-2015 [17,26], Tsing Hua Open Pool Reactor (THOR) en Taiwán [27], los reactores de neutrones en miniatura (MNSR) en Siria e Irán [25,28] donde se han utilizado filtros y moderadores del haz para producir neutrones epitérmicos. También se han diseñado reactores de investigación como el reactor de baja potencia (LPMR) [29] y el reactor de investigación multipropósito (MPRR) [30].

En algunas instalaciones con reactores TRIGA se han realizado diversos trabajos con el objetivo de filtrar los neutrones epitérmicos [13,17,31–33]. Hay tres modelos de reactores TRIGA, el Mark I, II y III. El TRIGA Mark I es un reactor con núcleo fijo y no cuenta con puertos de irradiación, el TRIGA Mark II es también de núcleo fijo, pero con la diferencia que cuenta con haces de irradiación, por último, el TRIGA Mark III tiene un núcleo transportable a lo largo de la piscina y cuenta con diversos canales o ductos, radiales y tangenciales, de irradiación, además de un cuarto de exposición.

Para la BNCT, el espectro de fisión de los neutrones producidos en el núcleo del reactor se filtra mediante materiales que se insertan en el tubo de haz, con el objetivo de producir un espectro de neutrones adecuado, reduciendo la tasa de fluencia de neutrones térmicos y rápidos. Aunado a que, mediante las barras de control del reactor, se modifique la potencia para conseguir flujos de neutrones de aproximadamente $5 \times 10^9 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. Además, la razón de flujo de neutrones entre epitérmicos y térmicos debe ser ≥ 20 [34]. El contar con un haz adecuado para la BNCT permitirá, en una primera etapa, usar el haz para estudios experimentales, prueba de materiales y dosimetría.

México cuenta con un reactor nuclear TRIGA Mark III, ubicado en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, que se usa en diferentes aplicaciones. Por su diseño, se podría extender su uso para hacer investigación, y eventualmente utilizarlo para la BNCT. Por tal motivo, en esta investigación se diseñó un sistema para producir neutrones, en uno de los puertos radiales del reactor [35], con las características adecuadas para la BNCT.

Problema científico

A pesar de las bondades de la BNCT, de que México cuenta con un reactor nuclear, y de que hay interés y necesidad de usar esta terapia para el tratamiento de cáncer, no existe el diseño de los filtros para uno de los puertos del reactor TRIGA Mark III para obtener un haz de neutrones epitérmicos, adecuado para la incursión de México en la BNCT.

Objetivo

Diseñar y evaluar un sistema de filtros para el tubo del haz radial “Este 1” del reactor TRIGA Mark III, para obtener, a partir del espectro de fisión nuclear, un espectro de neutrones epitérmicos, y reducir los neutrones térmicos y rápidos. Así como, estimar en dos puntos fuera del tubo del haz radial los equivalentes de dosis ambiental ($H^*(10)$), personal ($H_p(10, 0^\circ)$) y la dosis efectiva (E_{iso}) por neutrones y el $H^*(10)_\gamma$ debido a la captura de neutrones y su dispersión inelástica en los filtros.

Objetivos Particulares

- Estimar, mediante métodos Monte Carlo, espectros y equivalentes de dosis $H^*(10)$, $H_p(10, 0^\circ)$ y la dosis efectiva E_{iso} por neutrones, así como el $H^*(10)_\gamma$ por gammas, en el haz sin filtros, usando un modelo simple.
- Con base en sus secciones eficaces y accesibilidad, elegir los materiales adecuados para filtrar neutrones, usando un modelo simple.
- Estimar las fluencias y los espectros de neutrones modificados por los filtros, usando un modelo simple.
- Modelar el reactor nuclear completo y estimar el espectro de neutrones a la entrada del haz radial de reactor (“Este 1”).
- Comparar el espectro de neutrones calculado con un espectro medido.

- Estimar los espectros de neutrones, para todos los filtros, y calcular los equivalentes de dosis $H^*(10)$, $H_p(10, 0^\circ)$ y la dosis efectiva E_{iso} por neutrones a la salida del haz y a 1 m de ésta, para los filtros que dieron los mejores resultados.

CAPÍTULO 2

REVISIÓN DE LITERATURA

2.1 Átomo

Hoy en día, se conoce al átomo como la unidad básica de la materia, la cual contiene un centro llamado núcleo donde se alojan los protones, partículas con carga positiva, y los neutrones, los cuales son partículas sin carga eléctrica; en capas externas al núcleo se encuentran oscilando los electrones con carga negativa, ver Figura 2.1. El número de protones en un átomo, que a la vez coincide con el número de electrones, se le nombra número atómico, el cual se representa con la letra **Z**; el número de protones más el número de neutrones, se le nombra masa atómica, representada por la letra **A**. Los diferentes elementos de la tabla periódica se conforman de átomos de diferente masa atómica [36].

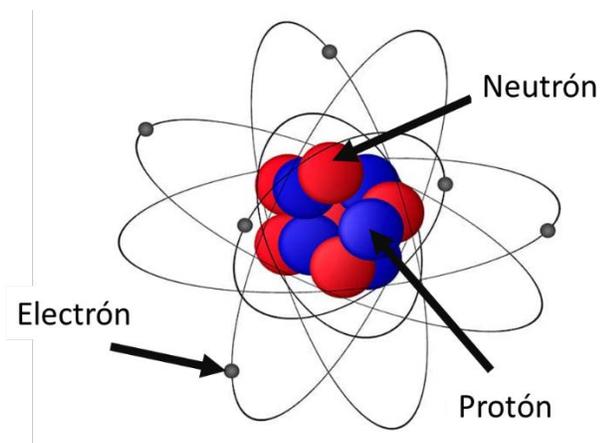


Figura 2.1 Átomo y sus componentes

Con lo anterior, podemos denotar a un elemento usando la notación A_ZX , identificando la masa atómica y el número atómico.

2.2 Neutrones

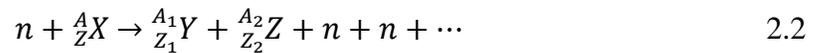
Los neutrones se encuentran dentro del núcleo de los átomos en combinación con los protones, interactuando a través de fuerzas nucleares ya que los neutrones no tienen carga, a diferencia de los protones que tienen carga positiva. Cuando un neutrón se acerca a un núcleo no tiene que atravesar una barrera de Coulomb, a diferencia de una partícula cargada, por tal motivo la sección transversal en las interacciones nucleares para los neutrones es mayor que las partículas con carga.

Los neutrones pueden interaccionar de dos formas con los núcleos, la primera de ellas es la dispersión, dicha interacción puede ser de manera elástica o inelástica. Para la dispersión elástica la energía de las dos partículas en la colisión se conserva, de forma que solo se redistribuye la energía entre las dos partículas que interactúan. Para la dispersión inelástica, al momento de colisionar un neutrón con un núcleo, una cantidad de energía cinética es absorbida por el núcleo, convirtiéndose en energía de excitación, provocando que el núcleo excitado vuelva a su estado de mínima energía emitiendo esa energía en forma de rayos gamma. La siguiente ecuación muestra el ejemplo de dispersión elástica:



Estas reacciones de dispersión provocan el frenado de los neutrones en los reactores. Cuando se produce la fisión en los reactores nucleares se emiten neutrones con una energía promedio de 2 MeV, para continuar con las fisiones de núcleos a partir de los neutrones generados anteriormente, se obtiene con más probabilidades si los neutrones tienen una energía menor, del orden de electronvoltios (eV), para lograr lo anterior, es necesario provocar colisiones de dispersión con un material moderador, como agua o grafito [37].

La segunda forma de interacción de los neutrones es la absorción. Cuando ocurre esta interacción, el neutrón es absorbido por el núcleo para provocar en un tiempo después, que una o más partículas aparezcan. Un ejemplo de la reacción de absorción se muestra en la siguiente ecuación [37]:



Los neutrones pueden clasificarse en tres principales grupos, en función de la energía, los cuales pueden ser: térmicos, epitérmicos y rápidos. El primer grupo, los térmicos, se aceptó un límite práctico asociado a la energía de resonancia del cadmio de 0.5 eV, que se le llama corte de cadmio, y con ello, se dice que un neutrón térmico está por debajo de los 0.5 eV. El segundo grupo son los epitérmicos, que comprenden las energías entre 0.5 eV y 200 keV, este grupo en especial es un conjunto intermedio, y pueden ser usados para la terapia por captura de neutrones ya sea en boro, gadolinio, o azufre. El tercer grupo es el de los neutrones rápidos y comprenden el rango de energía de entre 200 keV y 10 MeV [38].

Respecto a neutrones de energía fija, los mecanismos de interacción tienen una probabilidad por unidad de longitud constante. Con lo que conviene expresar esta probabilidad en términos de la sección transversal por núcleo para cada interacción. La sección transversal tiene unidades de área, y se mide en unidades de barns (10^{-28} m^2). De lo anterior, cada núcleo tendrá una sección de dispersión, una sección de captura, etc., y que será dependiente de la energía de los neutrones.

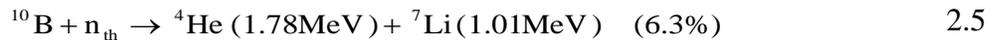
El producto del número de núcleos por unidad de volumen (N) y la sección eficaz microscópica (σ) da lugar a la sección transversal macroscópica $\Sigma = N \sigma$. La suma de las secciones eficaces macroscópicas, de dispersión (Σ_d), de fisión (Σ_f) y de captura (Σ_c), se denomina sección eficaz macroscópica total [39], representada por la siguiente ecuación:

$$\Sigma_t = \Sigma_d + \Sigma_f + \Sigma_c. \quad 2.3$$

2.3 BNCT

La BNCT ha sido defendida por varios años como una forma innovadora de radioterapia que, en principio, tiene el potencial de ser la forma ideal de tratamiento para muchos tipos de cáncer. La BNCT es compleja, pero al mismo tiempo relativamente simple, ya que utiliza la alta probabilidad del núcleo de ^{10}B para capturar neutrones térmicos, lo que resulta en la reacción nuclear de $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$. La TLE de los productos son: $\text{TLE}_\alpha \approx 150 \text{ keV}/\mu\text{m}$ y $\text{TLE}_{\text{Li}} \approx 175 \text{ keV}/\mu\text{m}$ [24].

A continuación, se muestra la reacción del Boro ante la captura de un neutrón:



La sección eficaz de captura de neutrones térmicos del ^{10}B es alta en comparación con las secciones eficaces de hidrógeno, nitrógeno y el oxígeno (0-2 barns) o cualquier otro elemento fisiológicamente presente en el cerebro. De tal forma que, basta con una pequeña cantidad de boro (en el orden de varias decenas de microgramos de boro por gramo de tejido) para suministrar un aumento sustancial de la dosis absorbida en ese tejido [40].

Las longitudes de trayectoria de estas partículas están en el intervalo comprendido entre 4 y 10 μm [9]. De ahí, que su deposición de energía está limitada al diámetro de una sola célula. Por lo tanto, es posible irradiar selectivamente las células cancerosas que captaron una cantidad suficiente de ^{10}B , mientras que al mismo tiempo se afectan en menor cantidad a las células sanas. Sin embargo, esto requiere dos condiciones, debe haber un número suficiente

de átomos de ^{10}B (miles) depositados en cada célula cancerosa y debe haber un número suficiente de neutrones térmicos (decenas de millones por segundo) dirigidos en cada célula tumoral [7].

Los estudios clínicos en la BNCT se originaron en el Laboratorio Nacional de Brookhaven (BNL) y en el Instituto de Tecnología de Massachusetts (MIT) hace aproximadamente 50 años. Donde se llevaron a cabo los ensayos iniciales para el GBM con un reactor nuclear, produciendo un haz de neutrones térmicos. La inadecuada penetración de los haces de neutrones térmicos, que era de 3 a 4 cm, obligó al equipo clínico del MIT/Harvard a introducir técnicas intraoperatorias en los ensayos, que consistió en irradiaciones a cráneo abierto para aumentar la penetración de neutrones. En los ensayos clínicos más recientes sobre el cáncer cerebral, iniciado en el BNL y en el MIT en la década de 1990, se utilizó por primera vez, el aumento de la energía de los neutrones en el rango de los epitérmicos, de acuerdo al siguiente intervalo, $0.5 \text{ eV} \leq E \leq 10 \text{ keV}$ [41].

De lo anterior, estos neutrones de energías más altas eliminan la necesidad del intraoperatorio para la BNCT, en el tratamiento de tumores malignos a profundidades mayores de la penetración útil de haces de neutrones térmicos. Los neutrones epitérmicos pueden alcanzar los tumores profundos donde el fármaco con ^{10}B tiene un índice terapéutico mayor a 1. Este índice es un factor que relaciona la concentración del fármaco en el tejido tumoral con su concentración en el tejido sano. Actualmente, los compuestos que se usan tienen un índice terapéutico de 7, lo que implica que se concentra 7 veces más en el tejido a tratar y 1 en el tejido sano.

Este índice permite que la cantidad de ^{10}B en las células cancerosas sea de 20 ppm y se usa con éxito en tumores ubicados en la línea media del cerebro. Con base en la experiencia clínica reciente en el MIT/Harvard se describen las características y funcionamiento de instalaciones de irradiación con neutrones epitérmicos, adecuadas para un alto rendimiento,

en la rutina clínica para la BNCT. Se recomienda que este tipo de instalaciones contengan las siguientes características [41]:

- Una intensidad de neutrones suficiente para entregar un campo de irradiación en varios minutos y durante el tiempo de la distribución óptima, de boro, tanto en tejidos tumorales y normales sensibles, situados dentro del campo de radiación de neutrones.
- Una penetración adecuada de neutrones para irradiar tumores en profundidad con una relación terapéutica significativamente mayor que 1.
- Facilidad de colocar al paciente para permitir la irradiación con múltiples campos en todos los posibles sitios del tumor.
- Poder variar la colimación y el tamaño de apertura del haz.
- Un monitoreo preciso, fiable y automatizado del haz, y de sistemas de control.
- Una sala de irradiación bien blindada con audio y comunicación visual entre el paciente y el personal clínico, y con acceso rápido al paciente en todo momento.
- Centros de atención de los pacientes para los exámenes, infusiones de drogas, simulaciones del haz, tratamiento y planificación de la instalación [41].

Para la BNCT, los neutrones deben ser entregados con un alto índice de fluidez, con la energía "correcta", con lo menos posible de "contaminantes" en el haz de radiación y dirigidos hacia el tumor. Se han reportado tratamientos de la BNCT en pacientes, realizados en reactores nucleares de investigación, adaptando la instalación para hacer incidir el haz en la dirección deseada [24,42–44].

Es bien sabido que, el espectro de neutrones de un reactor nuclear cubre una amplia gama de energías, desde meV a varios MeV y se acompaña con rayos gamma con energía media, $E_\gamma \approx 2$ MeV. Los inconvenientes que pueden limitar el uso de fuentes de reactores de investigación para la BNCT, son: Alta contaminación de rayos gamma tanto de la reacción

de fisión en el núcleo del reactor, como de la captura de neutrones a través de materiales filtrantes utilizados para seleccionar la banda de energía para el proceso de tratamiento, además de la baja densidad de flujo de los rayos filtrados, lo que significa que el tiempo de irradiación se prolongará [24].

Otro camino para la BNCT se ha desarrollado en los aceleradores de partículas. Hay muchos tipos diferentes de aceleradores que tienen y están siendo considerados para aplicaciones en dicha terapia, que van desde máquinas electrostáticas de baja energía a mayores energías con ciclotrones y aún mucho más, con altas energías utilizando aceleradores lineales (LINACs) o sincrotrones. Los cuales tienen las ventajas de estar situados en los hospitales, para ser capaz de seguir un procedimiento de autorización mucho más fácil que un reactor nuclear. También son más compactos y menos costosos. Los aceleradores ofrecen una serie de ventajas con respecto a fuentes basadas en reactores, como: que son fácilmente desactivados cuando ya no se requiere el campo de neutrones, la instalación y el mantenimiento de los aceleradores son más simples, el gasto de capital es mucho menor, y que los departamentos de radioterapia en los hospitales han tenido experiencia con los aceleradores por años [45].

Aunado a lo anterior, los neutrones térmicos pueden ser capturados inmediatamente por todos los elementos que se encuentran en el cuerpo, y por lo tanto, se tiene solamente una profundidad limitada a la que pueden penetrar antes de reaccionar. Por lo que, los haces de neutrones epitérmicos son accesibles para permitir el tratamiento en tumores profundos (como GBM). Los neutrones epitérmicos en el rango de energía a partir de 0.5 eV y hasta 10 keV, no pueden ser capturados de una manera eficiente por los átomos del cuerpo [45].

Por consiguiente, las técnicas de filtrado de neutrones se aplican para producir haces de neutrones cuasi-mono-energéticos en energías del orden de keV, en ambos, tanto en reactores de investigación como en las fuentes de neutrones basadas en aceleradores. Estos filtros se

basan en la interferencia entre las amplitudes de la resonancia y el potencial de dispersión, lo que da lugar a un mínimo (inmersión) en la sección transversal total, justo antes de la resonancia (pico). Si esta inmersión es pronunciada y estrecha, sirve como una ventana a través del cual, los neutrones de la energía requerida se pueden transmitir mientras que los neutrones de otras energías en el espectro se dispersan o son capturados en el filtro empleado [24].

Por otra parte, los cánceres de cabeza y cuello (por sus siglas en inglés HNCS) son aproximadamente el 10% de todos los cánceres, y aproximadamente 90% de ellos son el Carcinoma de Células Escamosas (CCE). La cirugía representa el pilar del tratamiento para extirpar el sitio primario. Sin embargo, el principal inconveniente de la cirugía, especialmente para avanzados en etapa-T (tumor primario) del cáncer, es el deterioro de la calidad de vida de los pacientes debido a que en la cabeza y el cuello tienen muchas funciones fisiológicas y cosméticas importantes. Por otra parte, los pacientes con cáncer inoperable son candidatos para terapia de radiación o quimioterapia. Aunque estas terapias son eficaces para el CCE, es difícil llevar a cabo la terapia de varias irradiaciones para CCE que se repiten después, debido a una intolerancia de los tejidos normales circundantes contra la terapia que involucra varias irradiaciones [46].

La radiación con la BNCT conlleva una alta TLE en tejido tumoral selectiva sin daño grave en los alrededores del tejido normal. La BNCT podría ser eficaz y segura en los pacientes con HNCS inoperable, localmente avanzado, aunque se repiten en sitios previamente irradiados [46].

Entonces, la BNCT se basa fundamentalmente en la teoría de que los neutrones epitérmicos tienen una capacidad de penetrar profundamente en el tejido mientras que al mismo tiempo se vuelven térmicos. Los neutrones térmicos son capturados posteriormente en mayor medida

por núcleos de ^{10}B situados idealmente en las células tumorales, y por lo tanto la reacción de subproductos destruye selectivamente en su mayoría, sólo las células tumorales. La dosis de radiación debido a los neutrones epitérmicos se centran en las células tumorales utilizando una solución portadora de boro que se toma de forma selectiva por el tejido canceroso [13].

Muchas clases de compuestos de boro, incluyendo aminoácidos, ácidos nucleicos, y liposomas, se han reportado como agentes de entrega de boro (portadores de boro) durante la BNCT, pero sólo dos compuestos se han utilizado clínicamente en el tratamiento de cáncer con la BNCT, el [(L)-4-dihydroxy-borylphenylalanine] (BPA) y mercapto undecahydro dodecaborato disódico, $[\text{B}_{12}\text{HnSH}]^{2-}2\text{Na}^+$, (BSH). La BPA, es un análogo boratado del aminoácido esencial, la tirosina, y se transporta en la célula a través del mismo transportador de los aminoácidos neutros utilizados para la tirosina, y puede ser detectado en la tomografía por emisión de positrones (PET) de formación de imágenes por ^{18}F -BPA [47].

La BPA ha generado considerable interés clínico para la BNCT porque las células tumorales sobre expresan a menudo sistemas de transporte de aminoácidos y, por lo tanto, la BPA podría acumularse preferentemente en las células tumorales en comparación con los tejidos circundantes normales. Además, una vez incorporada la BPA en la célula tumoral, debería mantenerse debido a las actividades metabólicas más altas de las células cancerosas (aumento en el consumo de aminoácidos para la energía, la síntesis de proteínas y la división celular). Sin embargo, también se acumula en el tejido cerebral normal. En contraste, la BSH contiene abundante ^{10}B y se acumula con una mayor permeabilidad y retención en una región del tumor, pero menos en el tejido normal. Sin embargo, la BSH está presente sólo en los espacios intercelulares y no dentro de las células. Por lo tanto, el efecto terapéutico con BSH durante la BNCT para el GBM es insuficiente [47,48].

De este modo, se ha descubierto que los elementos de mayores costos de la terapia son los compuestos que sirven como portadores del ^{10}B . Los cuales representan casi el 90% del costo total del tratamiento, según la información disponible. Sin embargo, el desarrollo de nuevos compuestos que podrían ser utilizados en la BNCT y que podrían convertirse en una alternativa más barata a los compuestos existentes, está en marcha a escala mundial [15].

2.4 Reactor nuclear TRIGA Mark III

En el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, opera un reactor de investigación, modelo TRIGA Mark III, desde 1968, que se muestra en la Figura 2.2. El cual se utiliza para la producción de radioisótopos, en estudios de la química nuclear de los elementos, en estudios de muestras arqueológicas y ambientales con la técnica de análisis por activación neutrónica, en estudios de componentes de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde, entrenamiento de personal, entre algunos otros usos más.

El reactor con una potencia de 1 MW; es de tipo alberca con núcleo móvil y utiliza agua ligera como moderador y refrigerante, con bajo contenido en sales y minerales. Como combustible, utiliza una aleación de uranio 8.5% - circonio 89.85% - hidrógeno 1.65%. El núcleo del reactor está compuesto por 85 barras de combustible, 26 son de uranio enriquecido y 59 de uranio natural, 34 elementos de grafito como moderador y cuatro barras o elementos de control [49].

En marzo de 2012 el arreglo del núcleo se cambió, quedando 74 elementos combustibles con bajo enriquecimiento (LEU por sus siglas en inglés de Low Enriched Uranium) del 20%, 34 elementos de grafito y 4 barras de control; tres de las cuatro barras, llamadas: fina, de seguridad y reguladora, tienen una región absorbente compuesta de grafito y carburo de boro,

la cuarta barra, llamada transitoria, tiene una región absorbente de neutrones y otra llena de aire, la cual se acciona por medio de un sistema electromecánico neumático.

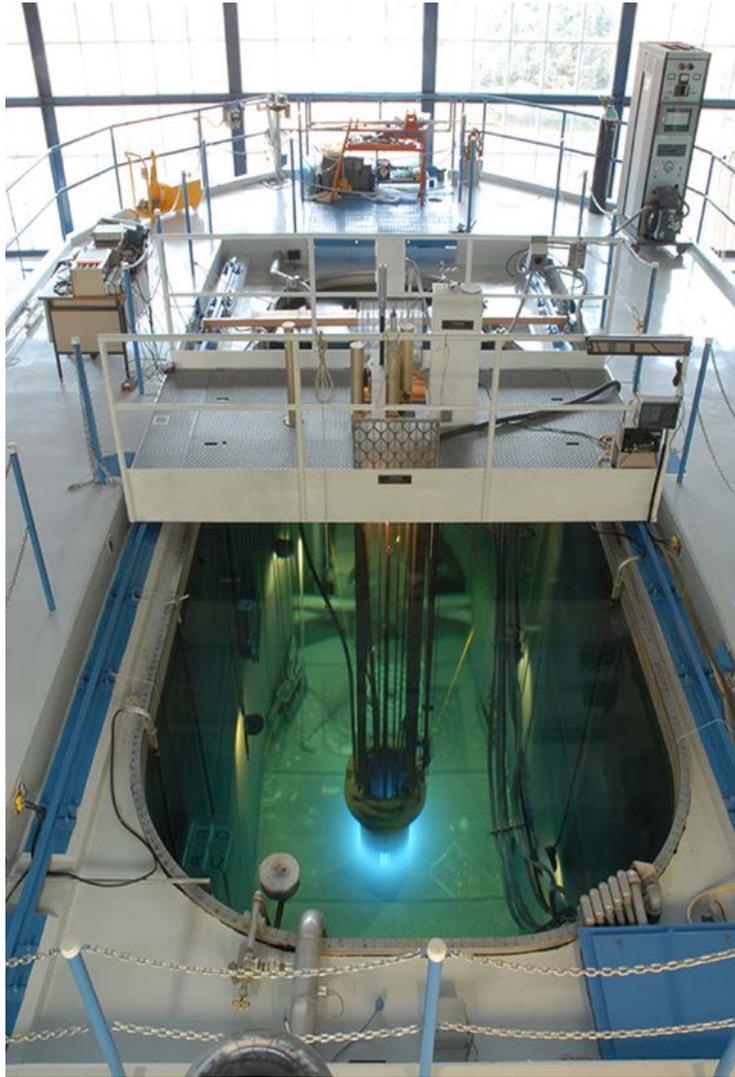


Figura 2.2. Vista del reactor TRIGA Mark III

El reactor nuclear se inicia cuando una fuente isotópica de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ se acerca al combustible. Esta fuente produce neutrones a través de reacciones (α, n) ; las partículas alfa se emiten durante el decaimiento del ^{241}Am y éstas interactúan con el ^9Be que al absorber

la partícula alfa se transforma en ^{13}C que queda en estado excitado y emite un neutrón convirtiéndose en ^{12}C .

En la Figura 2.3 [50] se muestra la vista superior del núcleo del reactor donde se muestra la posición de los elementos combustibles, las barras de control, el detector gamma y las áreas de irradiación. Las barras de control forman parte del conjunto de interbloqueos que evitan que inadvertidamente se opere el reactor o sus instalaciones de irradiación, sin que se hayan cumplido las condiciones necesarias. Por lo cual, cuenta con cortes que evitan que se sobrepasen los límites de operación establecidos de potencia.

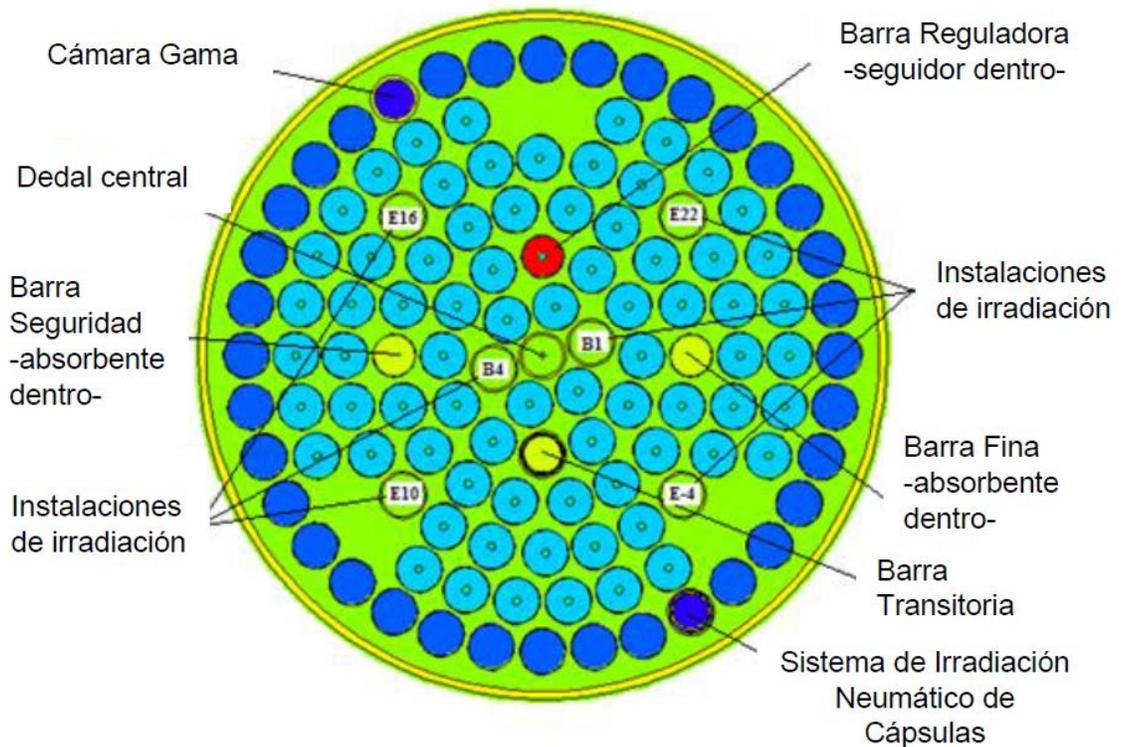


Figura 2.3. Nuevo núcleo del reactor con LEU

La potencia de operación en estado estacionario es de 1 MW, llegando a generar un pulso de potencia máxima de 2000 MW. Mediante la inserción o extracción de las barras en el núcleo del reactor es posible lograr la potencia deseada o apagar el reactor. En la Figura 2.4 se muestra una imagen del núcleo del reactor TRIGA Mark III.

Otros elementos que forman parte del reactor son la piscina y las instalaciones experimentales, que se encuentran dentro de un blindaje de concreto que se eleva 7.9 metros, hasta la plataforma del reactor [49]. Este reactor se ha utilizado para la investigación, la formación, la enseñanza y para la producción de radioisótopos. Para cada uso es importante conocer las características de los neutrones en las áreas de irradiación y en los puertos de cada haz [35].

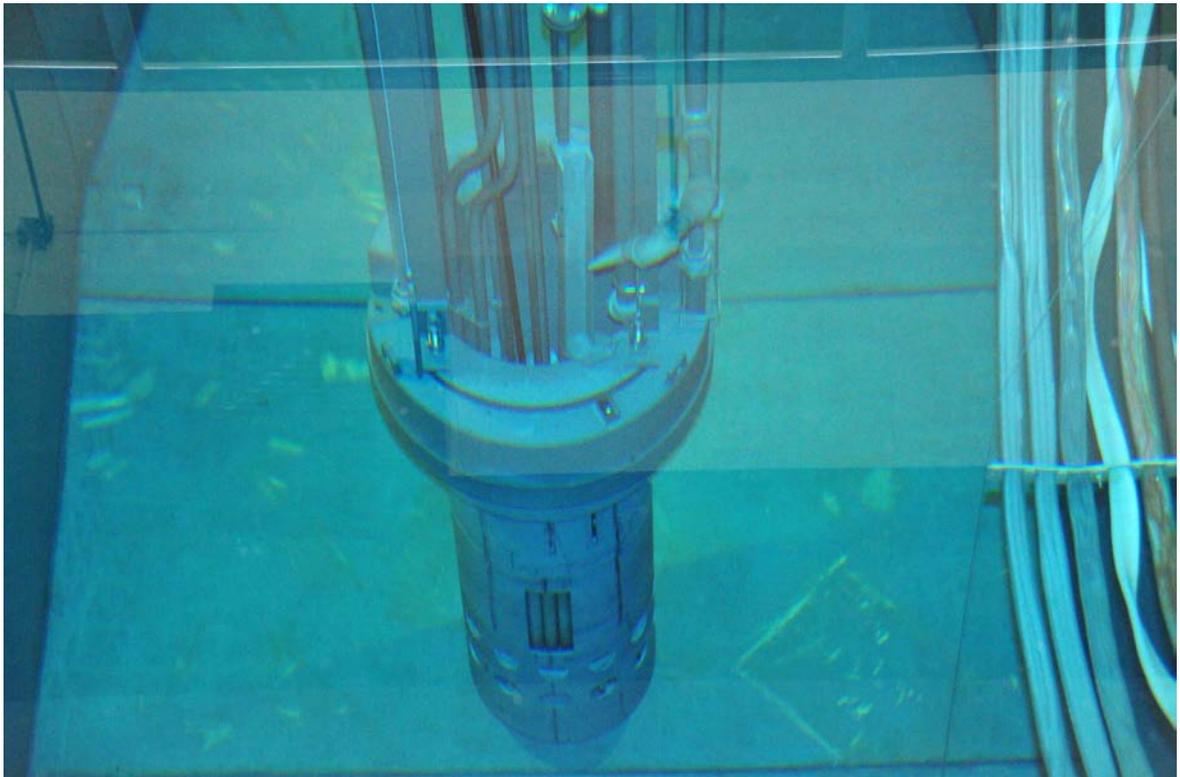


Figura 2.4 Vista del núcleo del reactor

Hace veinte años los perfiles de flujo de neutrones y las dosis se determinaron en dos sitios dentro de los puertos de haz del reactor utilizando CR39 y laminillas de oro. En los puertos del haz, se encuentra una mezcla de neutrones y rayos gamma cuya intensidad depende de la potencia del reactor; por lo tanto para medir el espectro de neutrones, se debe utilizar un detector pasivo para el espectrómetro, ya que si se utiliza un detector activo el reactor debe trabajar a una potencia baja para evitar grandes tiempos muertos [35].

Por otro lado, una cuestión importante para la aplicación de la BNCT es el uso de las fuentes de neutrones térmicos o epitérmicos (incluso rápidos). Los neutrones térmicos son superiores a los neutrones epitérmicos para el tratamiento de tumores cerca de la superficie. Aunque el uso de neutrones térmicos para el tumor de la superficie es considerable, el uso de los neutrones epitérmicos parece ser más conveniente para los tumores en tejidos profundos, como el cáncer de cabeza, cuello y GBM. Las fuentes más utilizadas de neutrones para la BNCT son los reactores nucleares de investigación [15]. El uso de reactores de investigación da excelentes valores adecuados del haz, tanto en intensidad como en calidad, y permite a los reactores ser una fuente de neutrones con fines para la BNCT [13].

En particular, los reactores de investigación TRIGA Mark II, se han modificado para su aplicación en la BNCT. En algunas de las instalaciones a nivel internacional, como el reactor TRIGA de la Universidad de Mainz, Alemania, así como el centro finlandés para la BNCT (FIR 1) en la Universidad de Helsinki, Finlandia, y Tsing Hua reactor de piscina (THOR) en Taiwán; se han logrado ensayos clínicos exitosos en la BNCT para pacientes con GBM, lo cual se ha logrado por diferentes grupos de investigación. Paralelamente a los estudios experimentales, los reactores de Kiev y Musashi se modelan para la BNCT utilizando el método de Monte Carlo [13].

Además, hace aproximadamente 10 años, el reactor de investigación médica de Brookhaven de 3 MW, se modificó para obtener neutrones epitérmicos con el objetivo hacia la BNCT. Donde se utilizó un filtro moderador de óxido de aluminio (Al_2O_3) para producir el haz neutrones epitérmicos [51].

Ha habido algunos estudios académicos y clínicos recientes en la BNCT que utilizan haces de neutrones generados por estos reactores. Por ejemplo, se calcularon las distribuciones de dosis en los pulmones de un modelo de rata irradiado en la columna térmica del reactor TRIGA, en Pavía, para poner a prueba el uso potencial de la BNCT. La simulación del modelo de rata se realizó por MCNP.

Además, se presentó un modelo teórico y un código de Monte Carlo, simulando la muerte celular inducida por la radiación sobre la base de la relación entre las aberraciones cromosómicas letales. Más tarde, tras el uso con éxito del mismo reactor en el tratamiento de metástasis colorrectales hepáticas, se buscaron los requisitos básicos y optimización de parámetros para la BNCT de los órganos irradiados. Se consideraron varias configuraciones básicas, y se llevaron a cabo los cálculos básicos con MCNP para aumentar la intensidad del haz para la BNCT en el THOR [13].

Aunado a ello, se midieron los espectros de neutrones en el haz, en los reactores, HFR de Holanda y el THOR para la BNCT. Un año más tarde, se sugirió un método diferente que utiliza la radiografía indirecta de neutrones, análisis por activación neutrónica instrumental, el método de diferencia de cadmio, y la técnica de despliegue para estimar las distribuciones angulares y espaciales de la intensidad de la fuente de neutrones térmicos. Por otra parte, se realizó una descripción del haz en el THOR para la BNCT, utilizando las diferentes técnicas de medición en diferentes maniquís. En el reactor LENA, en Pavía, Italia, se realizaron mediciones de espectros microdosimétricos en la instalación de irradiación de neutrones térmicos para caracterizar el campo de radiación para la BNCT. Para el mismo propósito en

Finlandia, se definió un modelo del haz para los cálculos de planificación de tratamiento y valores dosimétricos del paciente, mediante el uso del haz con una mezcla de neutrones y fotones del reactor FIR-1 [13].

El reactor de investigación TRIGA de Mainz se ha utilizado para el tratamiento extracorporal de los órganos con la BNCT, para estimar el campo de irradiación en la columna térmica. Además, el mismo reactor se utilizó para el tratamiento de metástasis hepáticas. Los cálculos se realizaron utilizando los códigos MCNP y Atila. Recientemente, se utilizó la columna térmica del reactor para los estudios de viabilidad dosimétrica.

Por otra parte, una disposición para una instalación de la BNCT para el tratamiento de tumores fue preparada por el modelado de la composición de la geometría y el material de filtro/colimador similar a la configuración de tubo del haz del reactor del MIT. Así mismo, en el reactor TRIGA en el estado de Oregon, se calcularon los espectros de neutrones de diversas instalaciones experimentales con el código MCNP y se contrastaron con mediciones experimentales [13].

En la Universidad Técnica de Estambul se modificaron los puertos del haz del reactor de investigación TRIGA Mark II, con el fin de implementar aplicaciones de la BNCT para estudios con animales. Para esto, se fabricaron dos colimadores, de polietileno (PE) y Cerrobend, para modificar el haz radial. Al colocar los colimadores en el haz, se midió el flujo de neutrones térmico y epitérmico, usando laminillas de oro (Au) desnudo, así como con Cadmio (Cd) de un espesor de 1 mm, para cubrir la laminilla de oro cuando el reactor está a plena potencia (250 kW). Además, los resultados experimentales son verificados por los cálculos en Monte Carlo, obtenidos mediante el modelado del núcleo del reactor y considerando el puerto del haz [11,13].

Para este propósito, sin necesidad de utilizar cualquier material como filtro o moderador dentro del puerto del haz, el colimador de PE se utiliza primero para irradiar las células cancerosas de los animales. Un colimador diferente, Cerrobend, se sugiere más adelante con el fin de aumentar la dosis de neutrones en las células cancerosas derivadas de neutrones epitérmicos [13].

El colimador PE está hecho de material de polietileno con una longitud de 500 mm, mientras que el colimador Cerrobend se compone de 50 % de Bi, 31.8 % de Pb y 18.2 % de Sn, con una longitud de 170 mm. Ambos colimadores se fabrican como cilindros huecos con un radio exterior de 100 mm. El radio interior del colimador en la entrada está diseñado para ser de 180 mm mientras que el radio interior en la salida es 20 mm, lo que permite a los neutrones entrantes ser colimados en el interior del colimador. El campo aproximado de vista del colimador PE y Cerrobend, del centro es 9° y 28° , respectivamente. [13].

Por otra parte, el reactor TRIGA Mark III del ININ reúne los requisitos para su uso en la BNCT, ya que su potencia térmica nominal es de 1 MW en estado estacionario. Además, el reactor cuenta con puertos de haces, una columna térmica con aberturas verticales y horizontales, una planta de producción de isótopos que rodea el núcleo, un sistema de transferencia neumática, instalaciones para irradiar dentro del núcleo, una piscina grande del reactor para irradiar dentro de la misma y una sala de exposición en seco con altos niveles de radiación. Las diversas características del reactor se observan en la Figura 2.5 [52].

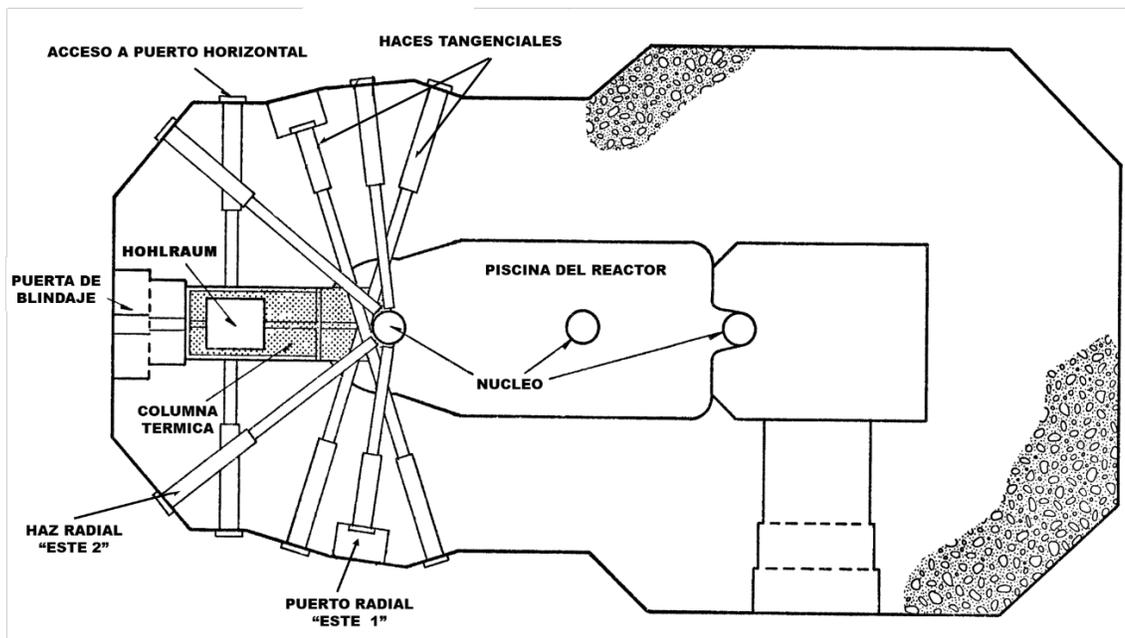


Figura 2.5.-Vista superior del reactor con la distribución de los tubos de haces

2.4.1 Tubos de haces

En el extremo norte de la piscina, se localizan los tubos de haces, que van desde el interior de la piscina, atraviesan el concreto, y llegan hasta el exterior del blindaje.

Cuando el puente se desplaza al extremo norte de la piscina, cuatro de los tubos quedan colocados en forma radial al núcleo y otros dos, en forma tangencial. Los tubos radiales comienzan en la periferia de la tina y llegan hasta la parte exterior del blindaje. Se llaman radiales porque su línea de centro apunta directamente al eje del núcleo. Su diámetro de salida es de 15 cm.

Por su parte, los tubos tangenciales atraviesan el blindaje de un lado a otro, interceptándose en su parte media, donde tocan al núcleo. El diámetro de salida de estos tubos es de 20 cm.

Las líneas del centro de los tubos radiales interceptan la parte media del núcleo 7.5 cm por arriba y los tubos tangenciales, 7.5 cm por abajo del mismo punto.

Cuando los tubos no se están utilizando, quedan obturados con tapones especiales por lo que el nivel de radiación frente a ellos es suficientemente bajo para permitir que las personas permanezcan cerca. Por medio de haces de neutrones o de rayos gamma se pueden realizar una gran variedad de experimentos, como difracción y espectrometría de neutrones, mediciones de secciones transversales, radiografías con neutrones y espectrometría gamma, entre otros [53].

Los flujos de neutrones térmicos de $3 \times 10^{13} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$, durante el estado estacionario están disponibles en el núcleo del reactor. Los niveles de radiación en la superficie de la piscina del reactor son tan bajos que el personal puede ver los dispositivos básicos y experimentales con total seguridad durante el funcionamiento por pulsos o en estado estacionario [52].

2.5 Factor de multiplicación

Un parámetro importante en el diseño de un reactor nuclear es el factor de multiplicación, k , que se define como la razón entre la cantidad de neutrones en cualquier generación y la cantidad de neutrones en la generación inmediata anterior. Si el factor de multiplicación del reactor nuclear es menor que uno ($k < 1$) entonces dicho reactor se considera como subcrítico, que también se le conoce como un ensamble subcrítico. Si $k = 1$, el reactor se considera como crítico y si $k > 1$, el reactor es supercrítico. Si el reactor es infinito, la k se denomina factor de multiplicación infinito, k_{∞} , si el reactor es finito la k se conoce como factor de multiplicación efectiva, k_{eff} [54,55].

Cualquier sistema nuclear, ya sea un reactor nuclear, un conjunto de combustible nuclear, durante su transporte o almacenamiento, o incluso una ojiva nuclear, que contenga materiales nucleares debe ser analizada para determinar su carácter crítico con el fin de verificar las condiciones de seguridad adecuadas para evitar problemas de criticidad [56]. El factor de multiplicación efectiva, k_{eff} , se puede calcular utilizando la fórmula de los seis factores que se muestra en la siguiente ecuación:

$$k_{\text{eff}} = \eta \epsilon p f P_{\text{NL, th}} P_{\text{NL, f}} \quad 2.6$$

Donde η es el factor de reproducción, ϵ es el factor de fisión rápida, p es la probabilidad de escape de las resonancias, f es el factor de utilización térmica, $P_{\text{NL, th}}$ y $P_{\text{NL, f}}$ son las probabilidades de que los neutrones se fuguen siendo térmicos y rápidos respectivamente [57,58].

2.6 Filtros para neutrones

En la Tabla 2.1 se muestran las recomendaciones del OIEA para obtener una buena calidad del haz de neutrones para irradiar en la BNCT.

Tabla 2.1 Recomendaciones de los parámetros del haz por el OIEA [34,59,60]

Parámetros del haz para BNCT	Valores recomendados
$\phi_{\text{epi}} (\text{n cm}^{-2} \text{s}^{-1})$	$>10^9$
$\dot{D}_{\text{rap}} / \phi_{\text{epi}} (\text{Gy cm}^2)$	$<2 \times 10^{-13}$
$\dot{D}_{\text{gamma}} / \phi_{\text{epi}} (\text{Gy cm}^2)$	$<2 \times 10^{-13}$
$\phi_{\text{term}} / \phi_{\text{epi}}$	<0.05
Grupo de energía rápidos	$E > 10 \text{keV}$
Grupo de energía epitérmicos	$0.5 \text{ eV} \leq E \leq 10 \text{ keV}$
Grupo de energía térmicos	$E < 0.5 \text{ eV}$

Dos enfoques se han utilizado para el diseño de instalaciones de irradiación con neutrones epitérmicos en los reactores. El uso directo de los neutrones del núcleo como la fuente, ha sido el enfoque predominante para la modificación o conversión de los reactores existentes para la BNCT, y ocho de esas instalaciones se han construido para el uso clínico y varios más están en construcción en Europa, Asia y América.

El rendimiento de las instalaciones clínicas para la BNCT se ha resumido en un artículo de revisión por Harling y Riley [61]. Una nueva instalación interesante que hace uso directo de neutrones del núcleo de un reactor pequeño de 30 kW está actualmente en construcción en China, está diseñado específicamente para la BNCT y se encuentra en un hospital cerca de Beijing, China.

La instalación del reactor está basada en la utilización de neutrones del núcleo directamente para alimentar a un moderador del cual, un haz de neutrones térmicos se extrae a un lado del reactor y un haz de neutrones epitérmicos se extrae de un filtro/moderador del otro lado del reactor [41].

La intensidad del haz inicial del nuevo reactor de Beijing es baja para su uso en la BNCT clínica de rutina. Sin embargo, el diseño general con el uso directo de los neutrones del núcleo podría ser utilizado en otras nuevas instalaciones de irradiación de neutrones epitérmicos con mayor potencia e intensidad. Mientras que los nuevos reactores de propósito especial son una posible fuente de instalaciones de irradiación adicionales, es poco probable que muchos se construyan, hasta que la BNCT se convierta en un tratamiento de rutina aceptado. También es posible que los aceleradores finalmente sean mejorados, lo suficiente para proporcionar una alternativa viable a los reactores [41].

Otro enfoque a la utilización de reactores se ha basado en el uso de un convertidor, que cambia los neutrones térmicos dentro de un reactor a neutrones de fisión. Los neutrones de fisión son entonces moderados y se filtran para producir haces de neutrones epitérmicos. Este enfoque puede ser especialmente útil para modificar la potencia media existente, de los reactores de usos múltiples, para la terapia de captura de neutrones. Los neutrones del núcleo de 5 MW del reactor del MIT son termalizados en agua pesada y grafito antes de que incidan sobre el convertidor, que se compone de 11 elementos de combustible estándar en el reactor del MIT [41].

El combustible convertidor genera aproximadamente 100 kW de energía de fisión, y se enfría con agua pesada para reducir la moderación. Los neutrones de fisión procedentes del convertidor son moderados y filtrados por aluminio, politetrafluoroetileno, Teflón, cadmio y plomo, para producir un haz de alta intensidad de neutrones epitérmicos y baja contaminación en la posición del paciente. El diseño de la conversión de neutrones de fisión (CNF) le permite operar esencialmente independiente de todos los demás usos del reactor. Esta característica es importante para los reactores de usos múltiples. Las instalaciones de irradiación de neutrones epitérmicos basados en CNF pueden ser útiles para el reequipamiento de reactores de investigación y de prueba, existentes y que no fueron diseñados originalmente para la BNCT con neutrones epitérmicos. La CNF es el primer ejemplo de este enfoque de diseño [41].

2.7 Magnitudes y unidades dosimétricas

La interacción de los neutrones con la materia es diferente al de las partículas cargadas y la radiación electromagnética. Dado que los neutrones no poseen carga eléctrica, no pueden ionizar directamente la materia que atraviesan y, por lo tanto, prácticamente, su interacción es con los núcleos de los átomos [62].

En términos de algún parámetro como la energía, la posición y el ángulo, la determinación de la intensidad de un campo de radiación da como resultado el espectro del campo de radiación, principalmente, a través de los mecanismos de ionización y excitación. En estas propiedades, es factible desarrollar métodos para su medida y unidades, para su cuantificación [63].

Históricamente, la primera magnitud utilizada para caracterizar un campo de radiación, fue la exposición (X). La cual se define como la carga eléctrica, dQ , originada por la radiación electromagnética en un volumen de aire de masa dm . La expresión para la exposición, se muestra en la siguiente ecuación.

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad 2.7$$

En el Sistema Internacional de Unidades, la X se mide en C/kg. Esta magnitud tenía como unidad el Röntgen (R), donde $1 R = 258 \mu C/kg$.

Otra unidad asociada con la exposición, es la rapidez de exposición, cuya expresión se muestra en la siguiente ecuación.

$$\dot{X} = \frac{\partial^2 Q}{\partial m \partial t} \quad 2.8$$

El valor de esta magnitud, depende fuertemente de las condiciones de la irradiación y del material que absorba la radiación, ya que, entre otros parámetros, la carga eléctrica originada por la radiación depende del potencial de ionización del material absorbente, mientras que la masa del volumen considerado, depende de las condiciones ambientales de presión y temperatura, si se trata de un gas.

La unidad de Exposición solo se aplica a radiación electromagnética y no puede utilizarse para cuantificar el daño biológico; por tal motivo, la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP60) en conjunto con la Comisión Internacional de Unidades de Radiación (ICRU), emitieron una serie de recomendaciones donde se definen las magnitudes, y sus unidades, utilizadas en la protección radiológica. De esta manera, definieron magnitudes primarias estándar, las magnitudes limitativas y las operacionales [64].

2.7.1 Magnitudes físicas

Un campo de radiación queda completamente descrito por el número de partículas, su distribución energética y direccional, y su distribución espacial y temporal. Las tres magnitudes más utilizadas para aplicaciones dosimétricas, son la Fluencia, Φ , el KERMA, acrónimo de “*Kinetic Energy Released in Matter*”, K, y la Dosis Absorbida, D. Todas estas magnitudes son escalares [65,66].

La Fluencia, Φ , se define como el número de partículas dN que atraviesan una esfera de sección eficaz, da , como se muestra en la siguiente ecuación.

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad 2.9$$

La fluencia es independiente de la distribución direccional de las partículas que cruzan la esfera. En el sistema internacional de unidades, SI, la unidad de la fluencia es cm^{-2} .

El KERMA en aire, esta magnitud se utiliza para caracterizar campos de fotones y de neutrones, y se define como la energía transferida en un material de masa dm , tal y como se muestra en la siguiente ecuación.

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad 2.10$$

Donde dE_{tr} representa a la suma de las energías cinéticas iniciales de todas las partículas cargadas ionizantes, originadas por las partículas no cargadas incidentes en un material de masa dm . Debe destacarse que en dE_{tr} se 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 originada en forma secundaria. La unidad del KERMA en el SI es el J/kg, este valor recibe el nombre de Gray, es decir 1 Gy equivale a 1 J/kg.

La dosis absorbida, D , es la razón entre el promedio de la energía transferida por la radiación ionizante, $d\varepsilon$, y la materia de masa, dm . La dosis absorbida se muestra en la siguiente ecuación.

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm} \quad 2.11$$

En el SI el Gray, **Gy**, es la unidad utilizada para la dosis absorbida.

2.7.2 Magnitudes de protección radiológica

En 1991 la Comisión Internacional para la Protección Radiológica, definió dos nuevas magnitudes a utilizarse en la protección radiológica, el equivalente de dosis, H_T , y la dosis efectiva, E . En forma global a H_T y a E se les llama cantidades de protección [64].

El equivalente de dosis, H_T , toma en cuenta la sensibilidad de los diferentes tejidos ante diferentes tipos de radiación. Estas unidades se definieron con el fin de abatir los efectos no estocásticos de la radiación. En la siguiente ecuación, se muestra la expresión que define el equivalente de dosis.

$$H_T = \sum_T W_R D_{T,R} \quad 2.12$$

Donde $D_{T,R}$ representa el promedio de la dosis absorbida en un órgano o tejido T , debido a la radiación R , que tiene una ponderación W_R . La unidad en el sistema **SI** es el J/kg, que recibe el nombre de Sievert, **Sv**. La relación entre el equivalente de dosis, H_T , y la probabilidad de efectos estocásticos, varía con el órgano o tejido irradiado [67].

Debido a la existencia de distintas sensibilidades de los tejidos y órganos cuando se exponen a la radiación ionizante, la ICRP 60 [64] introdujo una nueva magnitud dosimétrica, que se deriva del equivalente de dosis y que indica, cómo se combinan diferentes dosis recibidas en distintos tejidos.

Esta magnitud dosimétrica es la dosis efectiva, E , que se obtiene mediante la siguiente ecuación, donde el equivalente de dosis se multiplica por un factor de ponderación, W_T , que toma en cuenta la radio sensibilidad.

$$E = \sum_T H_T W_T \quad 2.13$$

La unidad, en el sistema **SI**, de la dosis efectiva es el J/kg que también recibe el nombre especial de Sievert [68].

2.7.3 Magnitudes operacionales

Las magnitudes operacionales, se definen para el monitoreo de un área, se definieron originalmente por el ICRU 1985, posteriormente, fueron modificadas en 1992. Las magnitudes operacionales, tiene la finalidad de conocer el nivel de dosis en un sitio, antes de que el personal se introduzca en el sitio. Por lo tanto, es una magnitud conservativa. La magnitud operativa más importante, es el equivalente de dosis ambiental, $H^*(10)$, que es la dosis a 10 mm de profundidad en la esfera ICRU debida a un campo de radiación homogéneo y alineado. A partir de las determinaciones del equivalente de dosis ambiental, se pueden estimar los equivalentes de dosis que probablemente recibirían las personas que trabajen en esas áreas [69].

2.7.4 Dosis en BNCT

Además de la dosis suministrada al órgano objetivo en un tratamiento de la BNCT, las dosis depositadas en los órganos secundarios, cercanos a la zona de irradiación, que pueden inducir el riesgo de cáncer secundario, no son despreciables y necesitan ser evaluados desde el punto de vista de la protección radiológica del paciente. La dispersión de neutrones y los rayos gamma de altas energías inducidas en el cuerpo humano son las principales causas de las dosis efectivas en los órganos secundarios. Las reacciones $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ que ocurren en el tejido sano contribuyen a las dosis efectivas en órganos secundarios. La dosis efectiva es definida e introducida por la ICRP para expresar el efecto estocástico de la radiación para el cuerpo humano. Para el diagnóstico de rayos X, se han realizado varios estudios sobre la dosis efectiva y la evaluación, los cuales se han consolidado como un código comercial. Para los tratamientos de la BNCT, sin embargo, se llevaron a cabo sólo unos pocos estudios sobre la dosis efectiva [70].

Un conocimiento preciso de la concentración de boro, tanto en el tumor y los tejidos sanos, es un requisito esencial para el tratamiento en la BNCT. La concentración de boro puede variar para los diferentes materiales biológicos. Además, el cálculo de la dosis absorbida será diferente, cerca de la interfaz entre una región que contiene boro y una región libre de boro con modelos en forma de un bloque, un cilindro o una esfera. Con este fin, se calculó la dosis absorbida en la BNCT, utilizando la geometría esférica cerca de la interfaz de la distribución de boro en el tumor, cerebro normal y cuero cabelludo para el caso del GBM [71].

En Finlandia la BNCT para el cáncer de cabeza o cuello se realiza utilizando un haz de neutrones epitérmicos del reactor con la fracción individual en una potencia del reactor de 3.5MW (JRR4) y 5MW (KUR) [46].

La dosis absorbida de control para el tumor está planeada para ser más de 20 Gy-Eq (dosis ponderada), mientras que la dosis absorbida máxima en el tejido sano circundante se establece, para que no exceda de 15 Gy. Estos valores fueron calculados por el Instituto de Energía Atómica de Japón, sobre la base del nivel medio de boro en la sangre durante la irradiación con neutrones y de medir directamente el flujo de neutrones en el sitio del tumor usando laminillas de oro [46].

2.8 Método Monte Carlo

Al intentar entender el transporte de la radiación, se utilizó la ecuación de Boltzmann, para lo que se buscaron métodos para resolverla. Estos intentos se impulsaron en la época de los años 40 durante el desarrollo del proyecto Manhattan, cuyo fin era fabricar la bomba atómica. Además de las dificultades tecnológicas asociadas, estaba la ausencia de datos confiables y métodos para resolver los problemas asociados para determinar la masa crítica. En la búsqueda de métodos confiables para estimar la masa crítica se utilizaron los métodos Monte

Carlo, aunque en la historia de la humanidad estos métodos habían sido utilizados siglos atrás, pero el nombre de Monte Carlo no se dio sino hasta 1949, año en que se publicó el primer artículo con este nombre [72].

El método Monte Carlo fue inventado por los investigadores estadounidenses de "Laboratorio Nacional de Los Álamos", Enrico Fermi, John von Neumann y Stanislaw Ulam para calcular el transporte de neutrones en sólidos [73].

El Código MCNP, desarrollado y mantenido por el Laboratorio Nacional de Los Álamos, es el código de reconocimiento internacional para analizar el transporte de neutrones y rayos gamma (de ahí las siglas NP para partículas neutras) y por el método Monte Carlo (de ahí las siglas MC). El código se ocupa de transporte de neutrones, rayos gamma, y el transporte acoplado, es decir, el transporte de los rayos gamma secundarios como consecuencia de las interacciones de neutrones. El código MCNP también puede tratar el transporte de electrones, de fuente de electrones primarios y electrones secundarios creados en las interacciones de rayos gamma [72].

El método Monte Carlo encuentra aplicación en un amplio campo, incluyendo muchos subcampos de la física, como la física estadística o la física de altas energías, y que van a áreas como la biología o el análisis de los mercados financieros. Frecuentemente, el problema básico es estimar una integral multidimensional para los que no se conoce una respuesta analítica. Para ser más precisos, se busca un algoritmo que da una estimación numérica de la integral junto con una estimación del error. Además, el algoritmo debe producir el resultado en un plazo razonable de tiempo [74].

Sin embargo, no hay algoritmo “perfecto” adecuado para todos los problemas. Cuanto más se sabe acerca de un problema específico, mayor será la probabilidad de encontrar un algoritmo que resuelva el problema de manera eficiente [74].

En el análisis de la ecuación de transporte de la radiación, el parámetro más importante es el flujo, $\Phi(\mathbf{r}, \Omega, E, t)$, que es una función que depende de 8 variables, tres implícitas en el vector de posición \mathbf{r} , tres en el vector de dirección, Ω , y otras dos en los parámetros escalares de energía, E , y tiempo, t . En cualquier instante de tiempo y para partículas cuya energía se encuentra entre E y $E+dE$. En este sistema, el flujo es el número de partículas por unidad de área y de tiempo que se encuentran en la posición $\mathbf{r} = f(\mathbf{r}, \theta_0, \varphi_0)$, y cuyas energías están entre E y $E+dE$, y que se mueven a lo largo del ángulo sólido Ω comprendido entre Ω y $\Omega+d\Omega$. Haciendo un balance, en estado estacionario, de las partículas que entran y salen del dV se obtiene la siguiente ecuación de transporte de Boltzmann [75,76].

$$\iint \sum_{E'} (\bar{\mathbf{r}}, E') p(E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \Phi(\bar{\mathbf{r}}, \bar{\Omega}, E') d\Omega' dE' + S(\bar{\mathbf{r}}, \bar{\Omega}, E) - \left[\nabla \cdot \bar{\Omega} \Phi(\bar{\mathbf{r}}, \bar{\Omega}, E) + \sum_t (\bar{\mathbf{r}}, E) \Phi(\bar{\mathbf{r}}, \bar{\Omega}, E) \right] = 0 \quad 2.14$$

Esta ecuación no puede resolverse en forma exacta, es decir no tiene solución analítica, sin embargo, existen varios métodos numéricos de solución como el método de los Armónicos Esféricos, Ordenadas Discretas (o método S_n), Método de Momentos, la Teoría de la Difusión, etc. Existen códigos que se han desarrollado y que utilizan estos métodos de solución. A este conjunto de soluciones numéricas se les denomina Deterministas. Otros métodos para resolver la Ecuación de Transporte caen en la categoría de métodos No deterministas (o probabilísticos) que se basan en el uso de números aleatorios que permiten simular el transporte de las partículas, como el método Monte Carlo [77].

El método Monte Carlo se utiliza con frecuencia para calcular el transporte de radiación en la materia. El método Monte Carlo también se utiliza para determinar el KERMA, la dosis absorbida (D), el equivalente de dosis Personal (H_p), la dosis efectiva (E) y el equivalente de dosis ambiental ($H^*(10)$), depositadas por fuentes internas y externas de radiación, así como en el diseño y verificación de blindajes [78].

El método Monte Carlo se considera un método experimental más que un método numérico ya que se realiza un modelo para simular el transporte de las partículas tal y como ocurre en la naturaleza. La simulación se hace utilizando funciones de distribución que describen los diferentes procesos involucrados en el transporte de las partículas. Estas funciones de distribución son muestreadas al azar utilizando números aleatorios. Después de simular el transporte de un número grande de partículas, en el Monte Carlo se obtienen valores promedio de los procesos. En contraparte al método Monte Carlo se utilizan métodos numéricos con el fin de obtener soluciones exactas de la ecuación de transporte [75].

Por el grado de dificultad, y en la mayoría de los casos la imposibilidad de obtener soluciones exactas de la ecuación de transporte mediante diversas simplificaciones se resuelven versiones más simples. Algunas de las simplificaciones que se utilizan son suponer pocas regiones, donde cada región está compuesta por medios homogéneos, las energías se aglutinan en pequeños grupos, se usan una o dos dimensiones y la distribución angular de las partículas se describe utilizando series y se identifica como una función. Cada simplificación conduce a un método numérico particular [77].

Existen dos formas de aplicar el método Monte Carlo, el primero llamado análogo, donde no se utilizan procedimientos de reducción de varianza y se requiere de una gran cantidad de tiempo de cómputo. El segundo, denominado no análogo, donde para reducir los tiempos de cómputo se aplican técnicas de reducción de varianza [77].

Cuando un electrón, fotón, o neutrón, se transporta a través de un medio, interactúa con los átomos y los núcleos de los diversos materiales del medio; algunas de estas interacciones producen partículas secundarias. En su interacción, la partícula experimenta dispersiones elásticas e inelásticas, o es absorbida con la consecuente transferencia de energía al medio. Estos procesos ocurren en forma aleatoria de tal forma que no se puede determinar con absoluta certeza, la distancia que puede viajar una determinada partícula, de una cierta energía dentro del material; sin embargo, uno puede predecir la distribución de las distancias de vuelo de varias partículas con una determinada energía [79].

El número relativo de partículas mono energéticas que viajan una distancia x sin experimentar una colisión está dada por $\text{Exp}[-\mu x]$, donde μ es la sección eficaz macroscópica total cuyas unidades son cm^{-1} . Esta distribución se observa para neutrones y fotones. Para el caso de los neutrones, μ representa la suma de todos los mecanismos de interacción de los neutrones con la materia, cada uno de éstos se identifica por una sección eficaz macroscópica. Para el caso de los fotones, μ representa la suma de las probabilidades de que el fotón interactúe con el medio a través del efecto fotoeléctrico, la dispersión de Compton, también llamada dispersión coherente, y la producción de pares [79].

Mediante el método Monte Carlo se utilizan números aleatorios para seleccionar las distancias de vuelo individuales para cada partícula, después de simular un número grande de partículas, las distancias de vuelo se distribuyen acorde a la función de distribución $\text{Exp}[-\mu x]$ [80].

De la misma forma en que se selecciona el tipo de interacción, se selecciona la energía de la partícula, si la fuente es polienergética. También para seleccionar el punto donde se emite la partícula se utilizan números aleatorios. Una vez seleccionado el punto de emisión es necesario definir la dirección en que será emitida la partícula, para lo cual es necesario utilizar tres números aleatorios, uno para cada coseno director. Luego, mediante el procedimiento

descrito antes se determina la trayectoria libre media de la partícula, que al recorrerla alcanzará algún átomo [75].

Para un medio formado por diversas especies de átomos y diversos isótopos se utilizan números aleatorios para decidir con cuál isótopo interactuará la partícula. Luego mediante otro número aleatorio se decidirá el tipo de interacción. Al definir ésta, se puede calcular la cantidad de energía cedida al medio. Además de utilizarse para simular el transporte de partículas a través de un medio, los métodos Monte Carlo se aplican exitosamente en diversos campos donde su naturaleza sea aleatoria [76].

Cuando un neutrón de energía E colisiona con un medio, no absorbente y que no sea hidrógeno, formado por núcleos cuyo número másico es A , emerge en un cierto ángulo con una energía E' . La función de distribución de la probabilidad de este proceso se muestra en la siguiente ecuación [81].

$$f(E \rightarrow E') = \begin{cases} \frac{1}{(1-\alpha)E} & \text{Si } \alpha E \leq E' \leq E \\ 0 & \text{Cualquier otra situación} \end{cases} \quad 2.15$$

En esta ecuación, el valor de α está dado por la siguiente ecuación.

$$\alpha = \left(\frac{A-1}{A+1} \right)^2 \quad 2.16$$

El uso de las ecuaciones 2.15 y 2.16 en Monte Carlo nos permite determinar la energía, E' , que adquiere un neutrón cuando es dispersado en un medio con núcleos cuyo número másico es A y un número aleatorio, ξ , mediante la siguiente ecuación.

$$E' = \alpha^{-\xi} E \quad 2.17$$

Con la ecuación 2.16 se puede estimar el número promedio de colisiones que requiere un neutrón para reducir su energía de E a E' . Este número promedio se puede calcular en forma exacta mediante la siguiente ecuación.

$$\langle n \rangle = \frac{\text{Ln}\left(\frac{E}{E'}\right)}{1 - \frac{(A-1)^2}{2A} \text{Ln}\left(\frac{A+1}{A-1}\right)} \quad 2.18$$

En la simulación Monte Carlo las interacciones que experimenta una partícula durante su transporte a través de un medio, se simula mediante el uso de números aleatorios y bajo las reglas que dictan las distribuciones de probabilidad que describen las interacciones de la partícula. En el método Monte Carlo, la historia de una partícula se sigue desde su aparición o nacimiento hasta su desaparición por absorción o fuga, la cantidad de interés en un determinado punto es contabilizada (*tally*) y se obtiene a través del promedio del número de eventos de interés y se expresa normalizada a la cantidad de partículas usadas en la simulación [82].

Existen varios factores que influyen en la calidad de los resultados en los cálculos obtenidos mediante el Monte Carlo, entre los que están el número de historias, N . El error asociado al cálculo Monte Carlo es inversamente proporcional a la raíz cuadrada de N . En el caso del transporte de partículas, una historia inicia con la emisión de la partícula y termina cuando

ésta es absorbida en el medio o bien cuando se escapa de las fronteras del problema. En el método Monte Carlo no análogo la historia se puede terminar si la partícula alcanza una energía que ya no es importante para el fenómeno bajo estudio o bien cuando ésta se transporta en una zona de poco interés y consume demasiado tiempo de cómputo [83].

Otro de los factores de importancia para asegurar la calidad de los resultados es el grado de exactitud entre el modelo utilizado y la realidad que se intenta modelar. En esta situación se incluye la geometría con sus dimensiones y la composición elemental de los diversos elementos del modelo. Un tercer factor que influye en la calidad del cálculo Monte Carlo es la calidad de los números aleatorios. La función de distribución que describe la probabilidad de seleccionar los números aleatorios es una función constante $f(\xi) = 1$, lo que significa que un número aleatorio es aquel, entre 0 y 1, cuya probabilidad de ser seleccionado es la misma [75].

Los números aleatorios cuya probabilidad de selección sea la función constante $f(\xi) = 1$, solo se pueden obtener de fenómenos naturales como el ruido térmico o ruido electrónico en un circuito, del intervalo de tiempo que separa, en un detector de radiación, un pulso de otro proveniente de una fuente de poca intensidad o del fondo o incluso de seleccionar uno de los dígitos de los números telefónicos de un directorio telefónico cuyas páginas se abran al azar, o de un lanzamiento de varios dados, etc. Estos procedimientos son muy ineficientes ya que un cálculo Monte Carlo puede requerir de hasta 10^9 números aleatorios. Para eliminar este inconveniente se utilizan números pseudo aleatorios [83].

Los números pseudo aleatorios se obtienen mediante algoritmos, éstos se emplean en las calculadoras, así como en las computadoras y también hay algoritmos de buena y mala calidad. Uno de los requisitos que debe tener un buen generador de números pseudo aleatorios es que tengan un periodo largo, lo que implica que después de haber seleccionado un conjunto de números se vuelve a repetir el conjunto, la otra es que dentro del periodo no

se presenten secuencias. Para determinar la calidad del generador de números pseudo aleatorios se aplican diversas pruebas estadísticas, entre las que están el determinar el promedio y la desviación estándar [84].

2.8.1 El código MCNP

El MCNP es un código que permite modelar y simular el transporte de neutrones, fotones y electrones mediante métodos Monte Carlo. Es un código que ha sido utilizado y probado exitosamente en diversas aplicaciones. El transporte se puede hacer para partículas de un solo tipo, esto es, neutrones, fotones o electrones o bien en forma acoplada, neutrón/fotón, fotón/electrón, o neutrón/fotón/electrón. Para el caso de los fotones y electrones el MCNP incluye fotones cuyas energías varían de 10^{-3} hasta 10^3 MeV, para el caso de neutrones las energías varían entre 10^{-11} hasta 20 MeV. Los cálculos se pueden realizar para distribuciones continuas y discretas de energía [72].

Se han desarrollado varias versiones del código, actualmente la versión más reciente es la versión 6 (MCNP6). Este código permite el transporte de diversas partículas y permite hacer el seguimiento de las partículas que se producen en forma secundaria [75].

En México disponemos de tres versiones del código MCNP: el MCNP5, MCNPX y MCNP6. El MCNP5 y el MCNP6 permiten trabajar con neutrones de energías de hasta 20 MeV, mientras que el MCNPX permite modelar el transporte de neutrones de hasta 150 MeV. La diferencia entre los códigos radica principalmente en las secciones eficaces y la forma de emular el transporte de partículas [75].

En el MCNP5 y el MCNP6, las secciones eficaces provienen de valores experimentales y existen diferentes versiones de éstas que se actualizan constantemente y el transporte se emula sin el uso de modelos, mientras para el caso del MCNPX se incluyen varios modelos fenomenológicos que describen los mecanismos de interacción y las secciones eficaces para neutrones, cuya energía varía en el intervalo de 20 a 150 MeV, se obtienen de la biblioteca LA150. Si en el cálculo se requieren energías aún mayores el código extrapola los valores de las secciones eficaces. En el MCNP5 y el MCNP6, el modelado geométrico se puede hacer mediante los macro cuerpos y los cálculos se pueden hacer para un solo tipo de partícula o acopladas a partículas secundarias producidas [82].

Durante la simulación se pueden contabilizar diversas cantidades, debidas a un solo tipo de partícula o varias de ellas, lo que permite determinar la dosis absorbida. Si se requiere determinar algún tipo específico de dosis, como el KERMA, la efectiva o los equivalentes de dosis ambiental o personal se puede programar el código para que lo haga incluyendo los respectivos coeficientes de conversión de fluencia a dosis [85].

Capítulo 3

MATERIALES Y MÉTODOS

Para realizar el diseño de filtros para el haz del reactor TRIGA Mark III, se utilizó el método Monte Carlo con el código MCNP5 y MCNP6, en los cuales se trabajó con diferentes materiales de acuerdo a lo reportado en la literatura, respecto a materiales moderadores, reflectores y sus características.

3.1 Descripción del reactor TRIGA Mark III

El reactor mexicano TRIGA Mark III se compone de una piscina, el núcleo, el blindaje, haces radiales y tangenciales, una columna térmica y un cuarto de exposición. Las dimensiones de la piscina son: 7.60 m de longitud, 3.00 m de ancho y 7.60 m de profundidad y contiene aproximadamente 150 m³ de agua desmineralizada, que es usada como refrigerante y moderador; enseguida del agua se encuentra una pared de aluminio alrededor de toda la piscina, con espesores que varían desde los 6.3 mm, en la parte alta, hasta los 19.0 mm, en la parte baja de la pared y en el fondo de la piscina.

Respecto al núcleo del reactor, la forma es cilíndrica con dimensiones de 0.55 m de diámetro y 0.67 m de alto, el cual se encuentra suspendido de un puente que se puede mover a lo largo de la piscina; este núcleo se compone de: 74 elementos combustibles con alto contenido de uranio y bajo enriquecimiento, un elemento combustible instrumentado, 34 elementos falsos de grafito (reflector del núcleo), 4 barras de control (con estas se lleva el reactor a la potencia de operación deseada o se mantiene apagado), y la estructura de soporte del núcleo.

Respecto al blindaje de concreto, mide 17 m de largo por 10 m de ancho. Dicho concreto (denominado baritado por estar mezclado con grava de barita) tiene una densidad de 2.35 g/cm^3 , excepto en la puerta horizontal de la columna térmica hecha de concreto boratado (con boro) y en la que la densidad es de 3.5 g/cm^3 . Cabe recordar que la densidad del concreto convencional es de 2.2 g/cm^3 , como referencia.

Para iniciar la reacción de fisión se acerca a los combustibles una fuente de neutrones que para este caso es de americio-berilio ($^{241}\text{Am-Be}$). El americio es un elemento inestable emisor de partículas alfa que, al ser absorbidas por el berilio, lo vuelven inestable y emite neutrones que, a su vez, al ser absorbidos por el uranio del combustible se inicia la fisión nuclear.

Entre los años 2011 y 2012, los elementos de combustible de uranio enriquecido (HEU) fueron cambiados por uranio poco enriquecido (LEU) tipo combustible 30/20 (30% de U en la matriz de combustible y 20% enriquecido de U). En la Tabla 3.1 se muestran las densidades de isótopos del combustible nominal LEU.

Tabla 3.1. Composición elemental del combustible LEU

Isótopos	Átomos/ b-cm
H	0.05050289
Zr-90	0.01659762
Zr-91	0.00361954
Zr-92	0.00553254
Zr-94	0.00560674
Zr-96	0.00090327
Er-166	0.00007685
Er-167	0.00005277
U-234	0.00000709
U-235	0.00107764
U-236	0.00000623
U-238	0.00431029
Total	0.08829347

A partir del uso del combustible LEU, investigadores del ININ se dedicaron a configurar el posicionamiento de las barras de combustible para obtener un flujo de neutrones similar al anterior, con estos datos se modificó la configuración de combustibles y moderador dentro del núcleo del reactor, con ello se diseñó el código de entrada del reactor; en la Figura 3.1, se muestra una vista lateral del reactor donde se observa el núcleo, el agua como moderador y blindaje, y el concreto como un segundo blindaje.

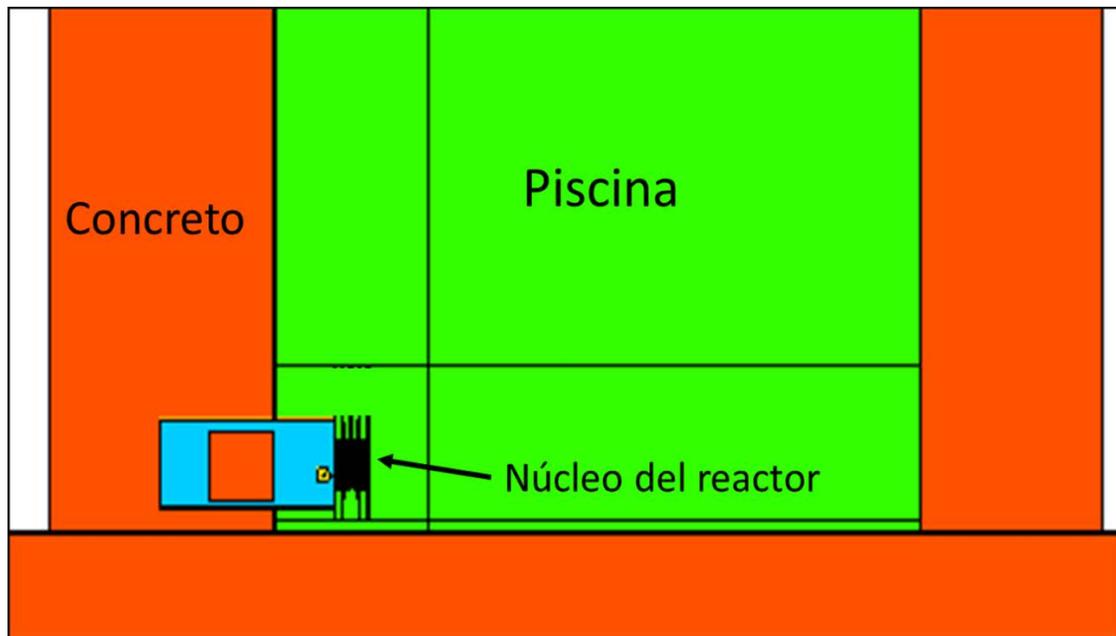


Figura 3.1. Vista lateral del modelo del Reactor TRIGA Mark III

Por otra parte, los tubos radiales comienzan en la periferia de la tina y llegan hasta la parte exterior del blindaje. Se llaman radiales porque su línea de centro apunta directamente al eje del núcleo. Su diámetro de salida es de 15 cm. Por su parte, los tubos tangenciales atraviesan el blindaje de un lado a otro interceptándose en su parte media, donde tocan al núcleo.

El diámetro de salida de estos tubos es de 20 cm. Las líneas de centro de los tubos radiales interceptan la parte media del núcleo, 7.5 cm por arriba y los tubos tangenciales, 7.5 cm por debajo del mismo punto. En la Figura 3.2, se muestra una vista superior del reactor donde podemos observar los 4 haces radiales al núcleo, además de visualizar el núcleo dentro de la piscina. Es importante mencionar que en los tubos radiales hay mayores flujos de neutrones a diferencia de los tangenciales.

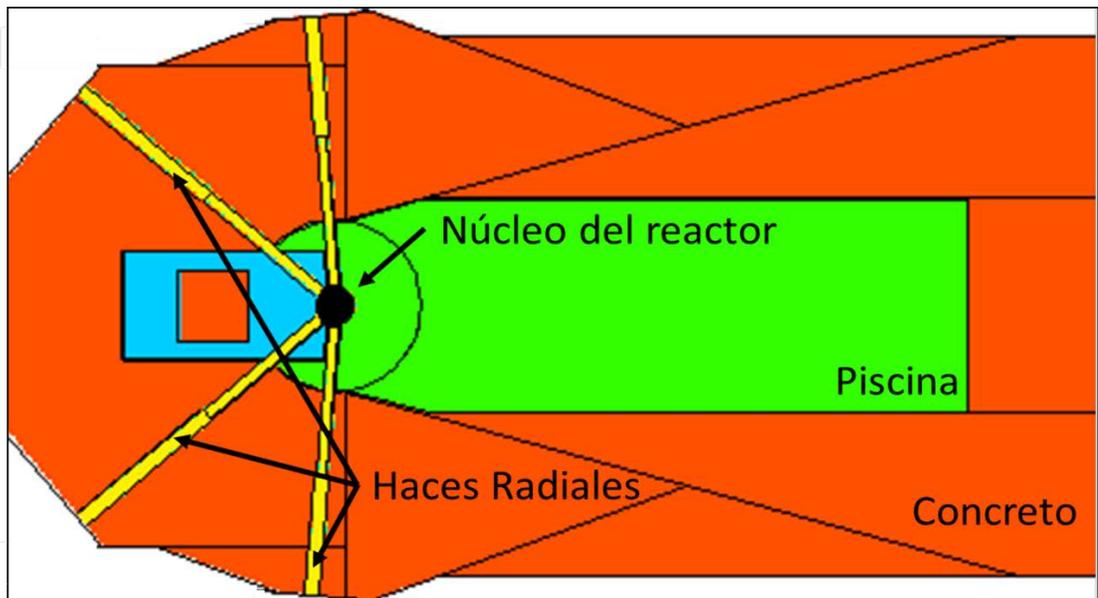


Figura 3.2. Vista superior del modelo del reactor, donde se visualizan los 4 haces radiales

En la Figura 3.3, observamos la vista superior donde se observa un corte a la altura de los haces tangenciales al núcleo, además podemos ver la columna térmica en la parte frontal del reactor.

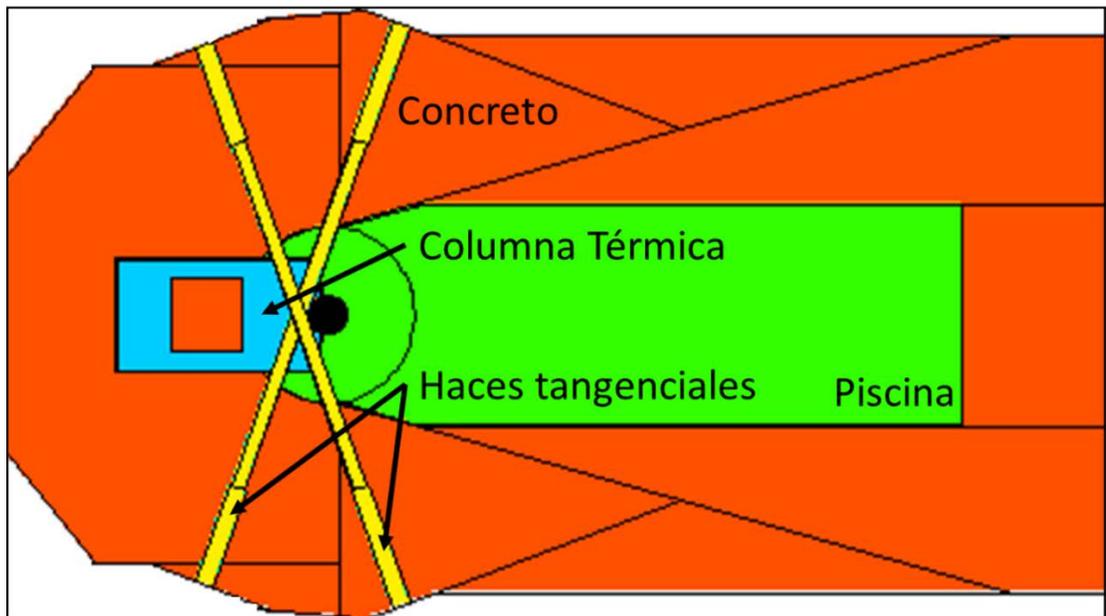


Figura 3.3. Vista superior del reactor TRIGA, mostrando los haces tangenciales al núcleo

En la Figura 3.4, se muestra un corte superior de la parte frontal, en el cual se da un acercamiento donde se encuentran los haces tangenciales que atraviesan el blindaje del reactor de extremo a extremo.

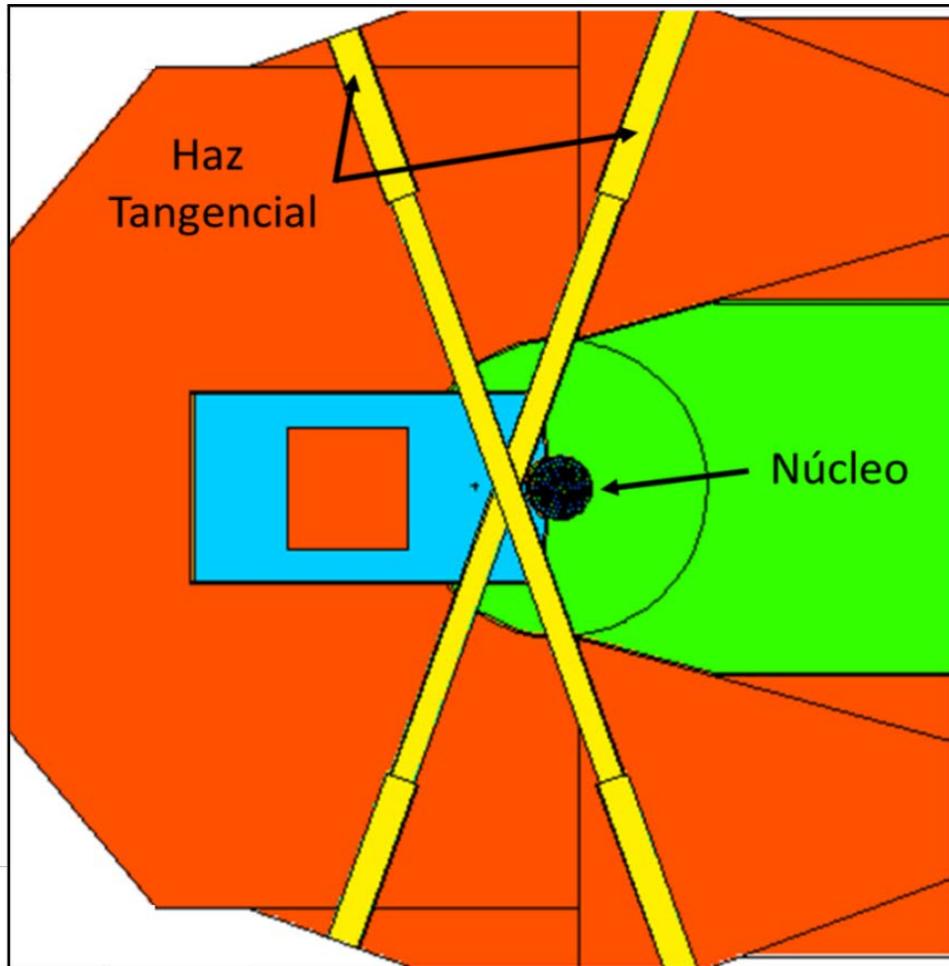


Figura 3.4. Vista superior del reactor, mostrando los haces tangenciales

Los haces radiales, los cuales ven de frente al núcleo del reactor y que tienen cuatro posiciones diferentes a través del reactor se pueden observar en la Figura 3.5, donde se ve un acercamiento en ese punto, y a la par se puede observar la columna térmica que se localiza en la parte frontal del reactor.

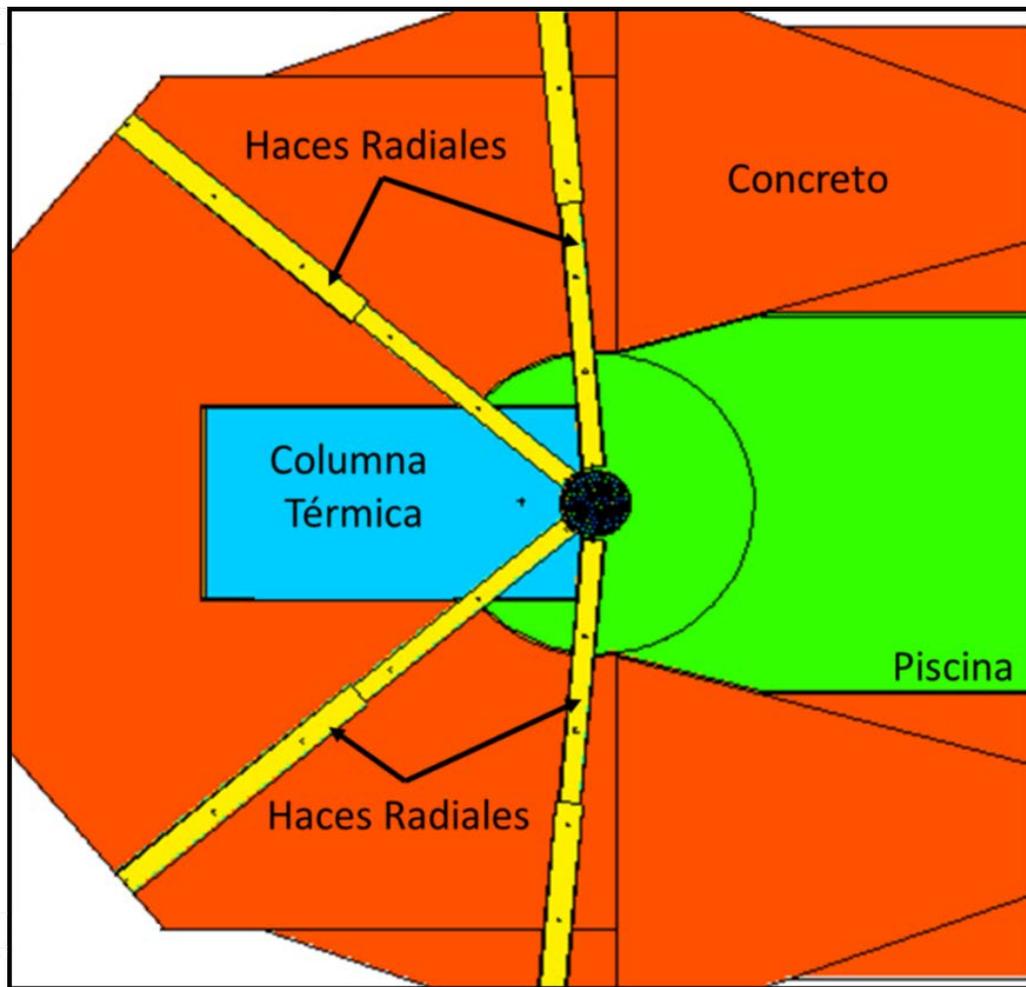


Figura 3.5. Vista superior mostrando la columna térmica y haces radiales

En la Figura 3.6, se tiene otro acercamiento dentro del diseño del reactor, donde podemos visualizar los 4 haces radiales y el núcleo del reactor, donde se pueden ver los combustibles y reflectores en una posición de anillos concéntricos.

En lo que corresponde al núcleo del reactor se tienen las barras de combustible, dichas barras de combustible del reactor están compuestas por una región activa de combustible-moderador (mezcla de uranio, hidruro de circonio y erbio).

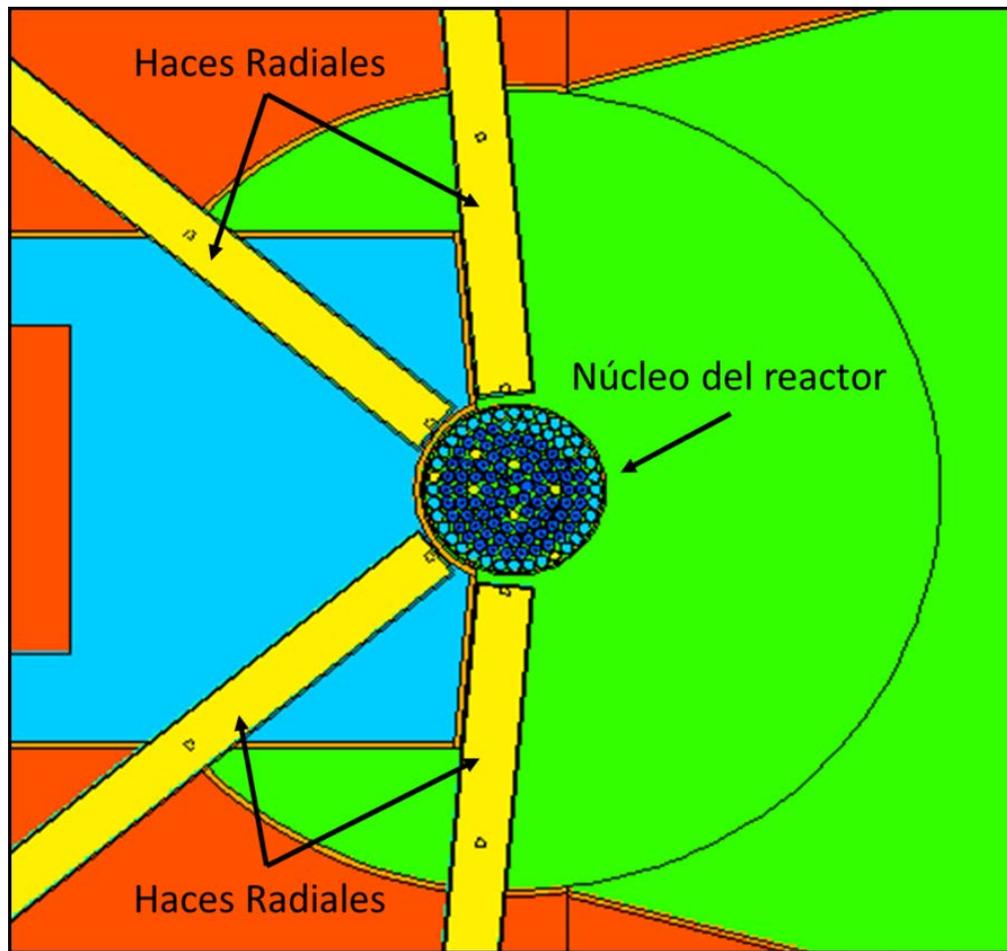


Figura 3.6. Núcleo del reactor con los anillos de combustible y grafito

Las dimensiones externas de los elementos combustibles son 75.39 cm de largo; el revestimiento es un tubo con un diámetro de 3.75 cm de acero inoxidable tipo 304, con tapones de extremo, superior e inferior. El combustible tiene reflectores de grafito en la parte superior e inferior y tres pellets grandes de 12.7 cm de largo, 3.64 cm de diámetro externo, los pellets tienen una perforación interna, la región del combustible en sí es de 38.1 cm de largo. Como podemos observar en la Figura 3.7, asimismo, podemos observar dos de las cuatro barras de control.

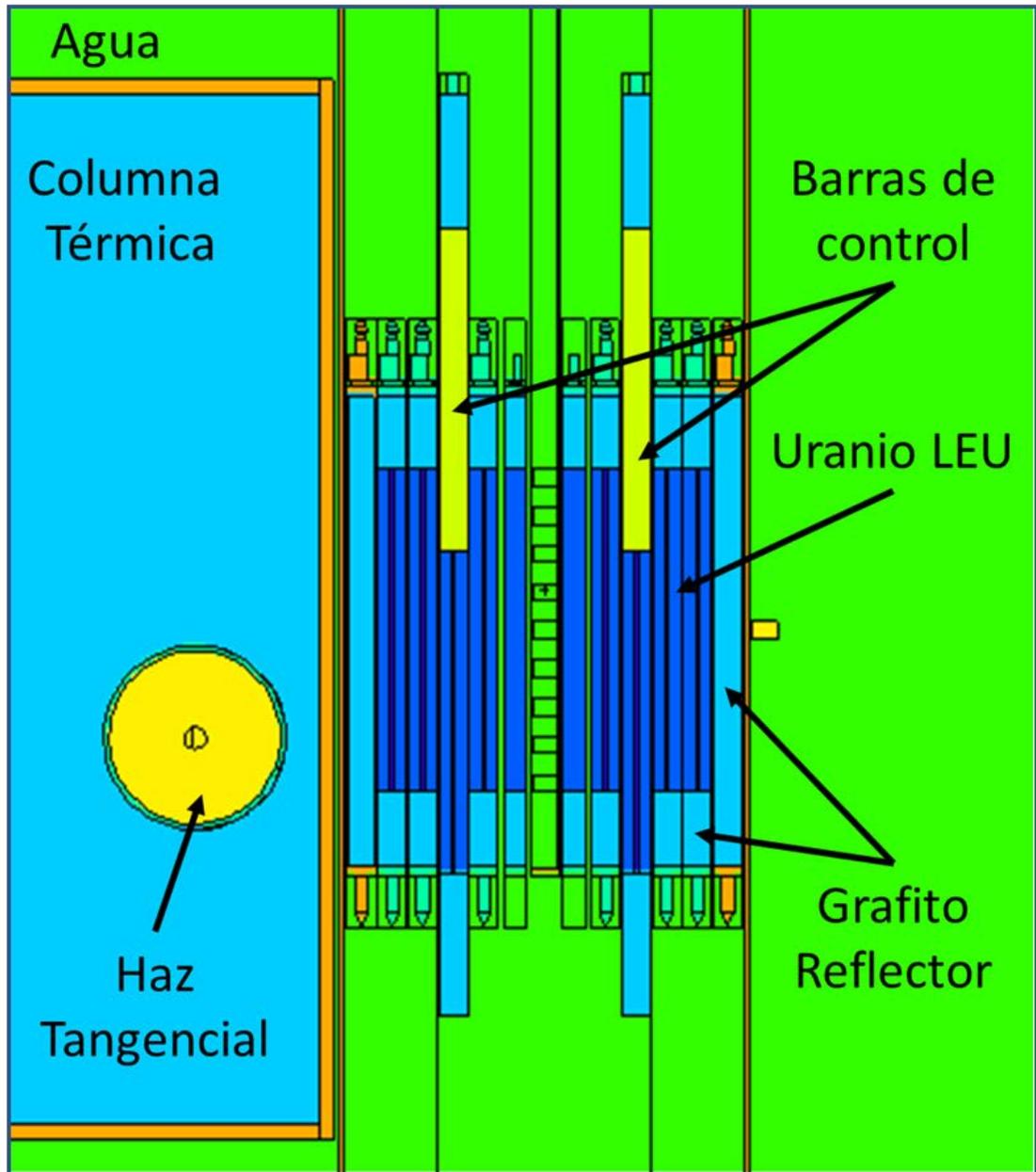


Figura 3.7. Vista lateral mostrando el combustible, grafito y dos barras de control

En la Figura 3.8, observamos el diseño del reactor en un corte frontal, donde se perciben dos haces radiales y los dos haces tangenciales cerca del núcleo del reactor, la deformación que se observa es debido al corte que se hizo para tomar la imagen.

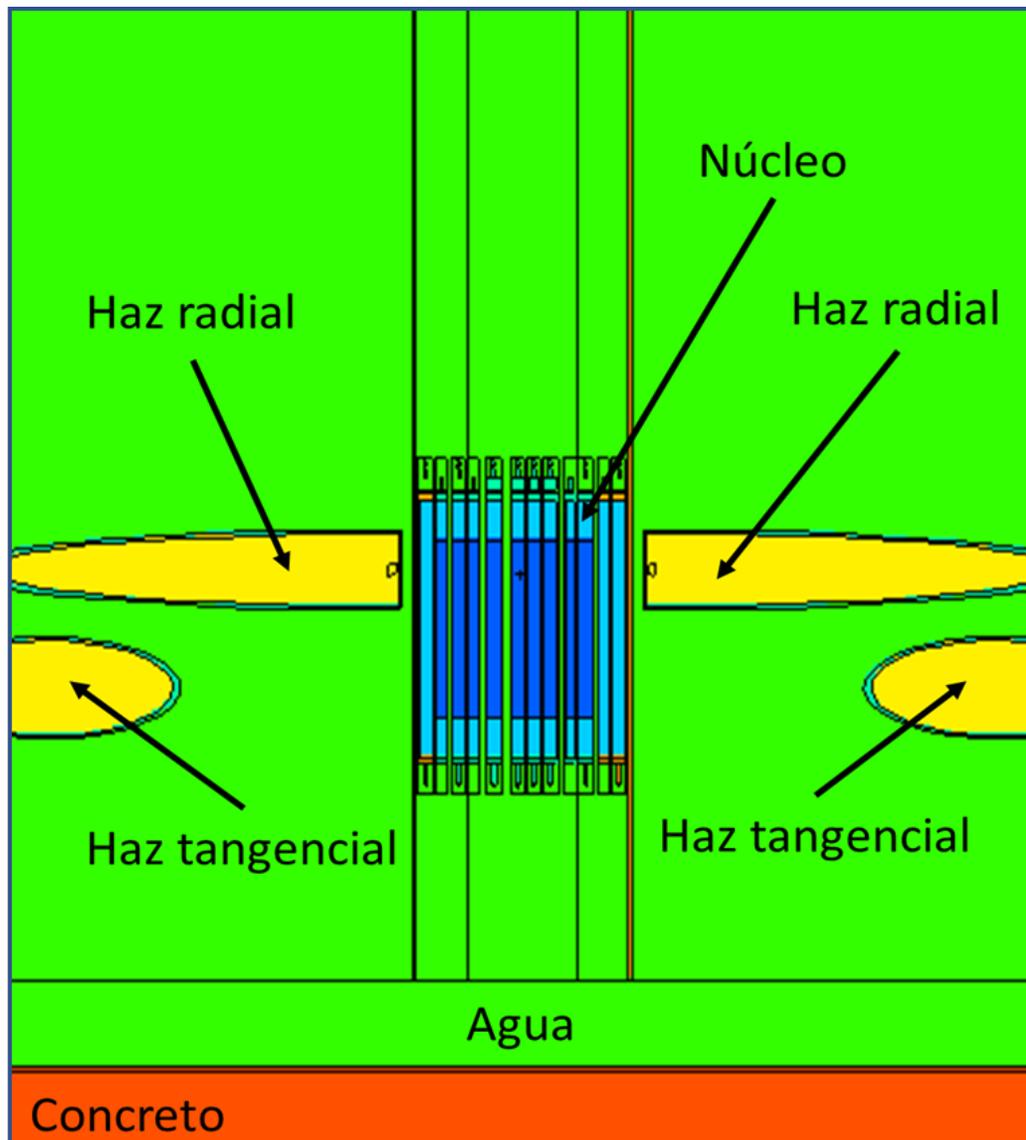


Figura 3.8. Vista frontal mostrando haces radiales y tangenciales

En la Figura 3.9, se puede visualizar el núcleo del reactor de vista superior donde se tienen los combustibles, el grafito como reflector, el dedal central, el agua como moderador en color verde, mostrando entonces el acomodo de combustibles, moderadores y barras de control y seguridad.

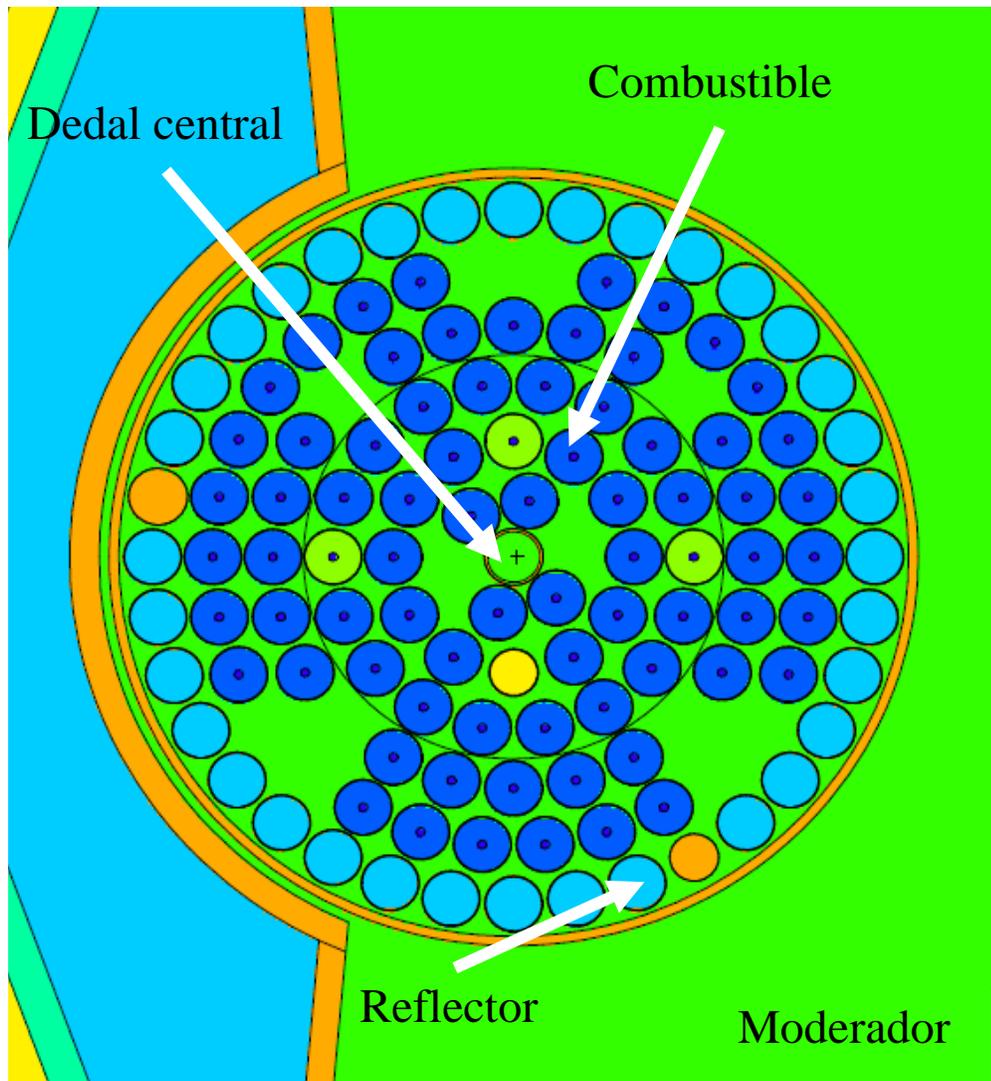


Figura 3.9. Vista superior del núcleo.

En la Figura 3.10, se observa la vista superior del núcleo y los tubos de haces radiales, los tubos incluyen los filtros utilizados para realizar la simulación para la medición de los flujos de neutrones a la salida.

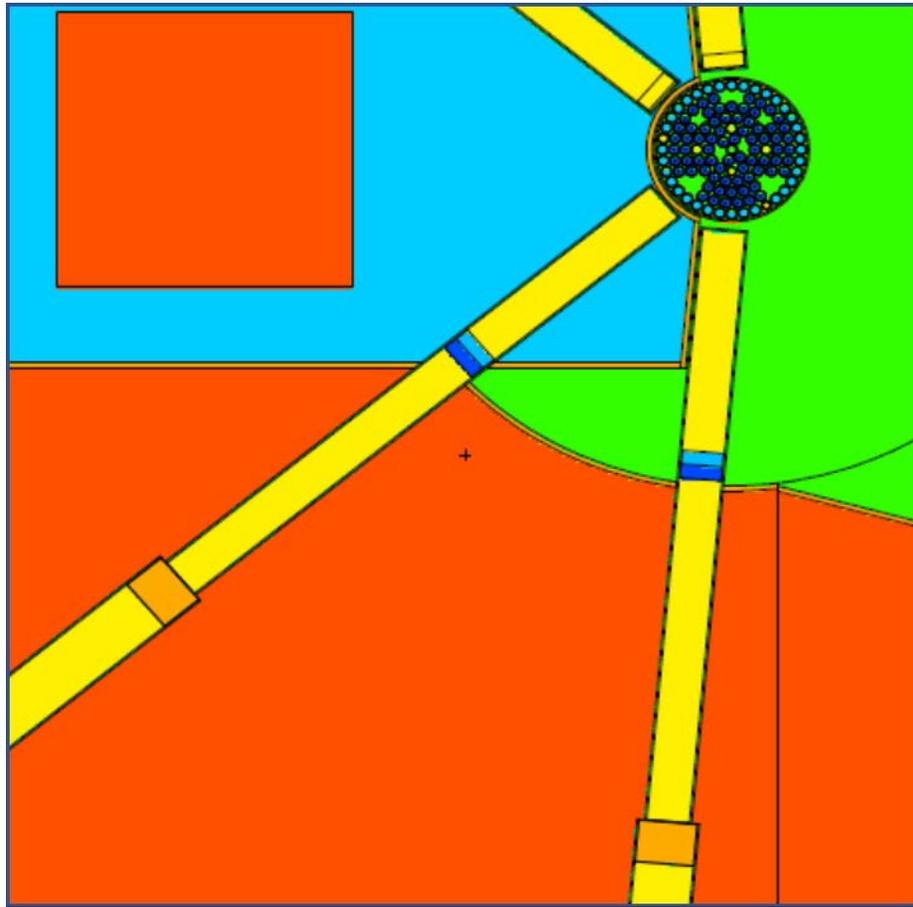


Figura 3.10. Vista superior donde se muestran haces radiales y filtros

3.2 Acero

El acero, que contiene 99.5 por ciento de hierro [86], el cual está constituido por los isotopos de ^{54}Fe (5.85% wt), ^{56}Fe (91.75% wt), ^{57}Fe (2.12% wt) y ^{58}Fe (0.28% wt), es una parte esencial para este tipo de filtros debido a que tiene una ventana donde permite pasar a los neutrones epitérmicos, en especial el hierro 54. En la Figura 3.11, se muestra la sección total del hierro 54, donde podemos ver la parte que encierra el ovalo de color rojo, donde se encuentran unos picos que ayudan a bajar los neutrones de altas energías, para el intervalo de los neutrones rápidos, con lo que ayuda a obtener neutrones epitérmicos, aunado al efecto del PE.

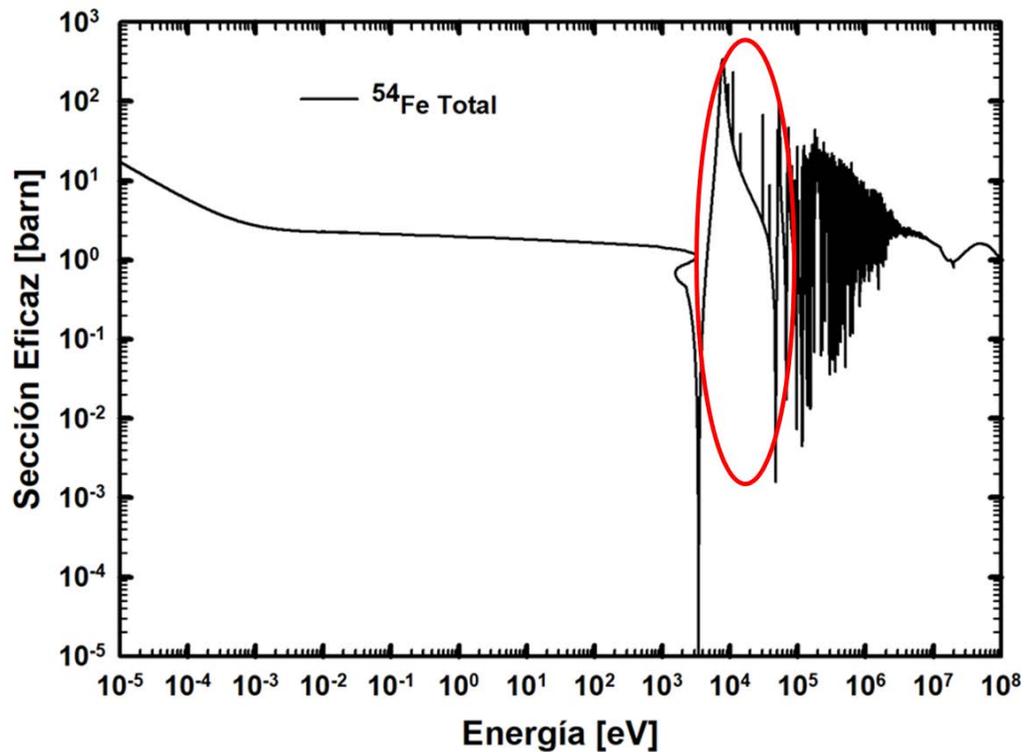


Figura 3.11. Sección eficaz del Fe-54 Total

3.3 Primera Fase

En las primeras simulaciones se trabajó con los materiales de Aluminio, Cadmio, Polietileno y Acero; respecto al Cadmio, los isotopos con los que se conforma el material son ^{106}Cd (1.25%wt), ^{108}Cd (0.89%wt), ^{110}Cd (12.49%wt), ^{111}Cd (12.80%wt), ^{112}Cd (24.13%wt), ^{113}Cd (12.22%wt), ^{114}Cd (28.73%wt), y ^{116}Cd (7.49%wt). Con los materiales mencionados se realizaron varias combinaciones con las posiciones de cada material así como con los espesores, tratando de conseguir razones cercanas a las reportadas por el OIEA [21].

El diseño consiste en la modulación del espectro de neutrones con varios filtros de neutrones, en un haz radial de un reactor TRIGA, por lo cual estamos usando Al, Cd, Fe y Polietileno (PE), dentro del haz radial, para obtener dichos valores se utilizó el código MCNP5. Cabe mencionar que el término fuente que se utilizó fue un espectro limpio de fisión. Respecto a

la clasificación de los neutrones, se tomaron los siguientes intervalos de acuerdo a la literatura revisada, para los neutrones térmicos la $E < 0.5 \text{ eV}$, neutrones epitérmicos $0.5 \text{ eV} \leq E \leq 10 \text{ keV}$, y para los neutrones rápidos como $E > 10 \text{ keV}$.

Para llevar a cabo las simulaciones, se comenzó con un diseño simple, simulando la piscina que consta del blindaje de concreto, agua, el núcleo del reactor y un tubo radial, ver Figura 3.12; para ello se tuvieron en cuenta tanto las dosis por neutrones como las dosis por gammas generadas a partir de que los neutrones van interactuando a los alrededores y a través del haz radial. En tal procedimiento se colocaron los materiales en forma de cilindros con una longitud de 5 cm, para el Fe y para el PE, para el Cd se usaron discos de 1 mm de espesor, y con respecto al cilindro de Al se utilizó una longitud de 10 cm. Con estos elementos se colocaron de formas distintas, intercambiando posiciones entre cada material y a diferentes distancias del núcleo del reactor, con la finalidad de poder observar los cambios en los espectros que se van produciendo.

La primera simulación consistió en tener el haz del reactor sin ninguno de los filtros, para partir del espectro limpio, enseguida se colocaron a 2 m de distancia de la fuente, un disco de Cd, seguido del cilindro de Al de 15 cm, y detrás de él se colocó otro disco de Cd (disco de 1 mm de espesor), en otro arreglo además de los materiales mencionados se agregó cerca de la fuente, el cilindro de Fe (5 cm) seguido del PE (5 cm) y enseguida se tomó el arreglo anterior inmediato, para luego intercambiar las posiciones entre el Fe y el PE. En la Figura 3.12, se muestra el arreglo para el haz radial de un reactor TRIGA de forma simplificada.

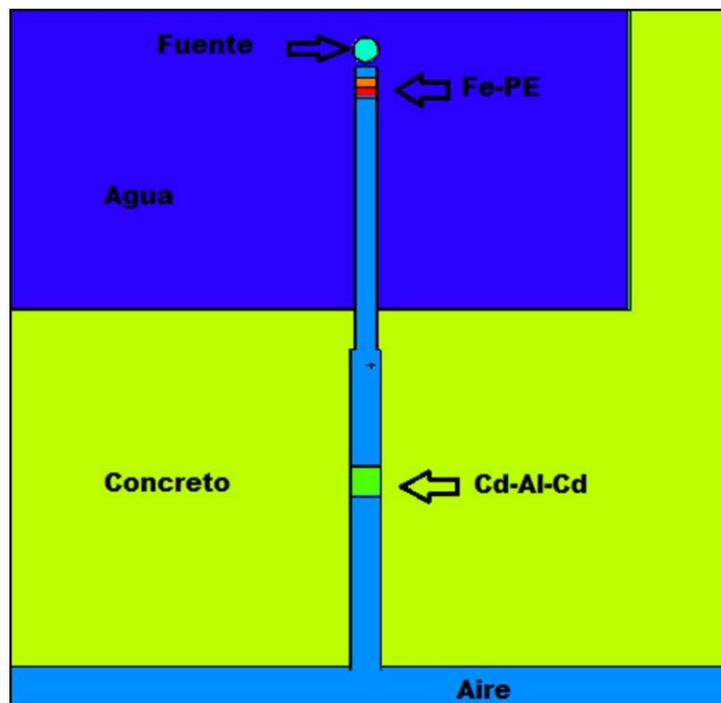


Figura 3.12. Diseño del haz radial con filtros y moderadores

Se contempló, además de lo anterior, la utilización del Al_2O_3 y el Bi, dentro del haz radial. Cabe recalcar que continuamos usando el espectro de fisión [87]. En tal procedimiento se colocaron los materiales en forma de cilindros con una longitud de 5 cm para el Fe y 5 cm para el PE, para el Cd se usaron discos de 1 mm de espesor, con respecto al cilindro de Al se utilizó una longitud de 10 cm y se colocaron cilindros huecos de Al_2O_3 y Bi, como reflectores.

De lo anterior, el arreglo consistió en la colocación de cilindros huecos de Al_2O_3 , para poder alojar en su interior un cilindro de Al, con el objetivo de reflejar neutrones hacia el interior del tubo, enseguida se cambió el cilindro hueco de Al_2O_3 por el de Bi, ambos cilindros huecos diseñados con 2 mm de espesor. Estos elementos se colocaron de formas distintas con la finalidad de poder observar los cambios en los espectros que se van produciendo en cada uno de los arreglos, ver Tabla 3.2.

Como se mencionó anteriormente, lo anterior se trabajó con un modelo simple del reactor, simulando el núcleo, el agua, el blindaje de concreto y un haz radial al núcleo, el combustible usado fue uranio natural.

Tabla 3.2. Arreglo de materiales para conformar los filtros 1 y 2

Arreglo	Filtro 1	Filtro 2
1	Sin filtro	Cadmio-Aluminio-Cadmio
2	Hierro-Polietileno	Cadmio-Aluminio-Cadmio
3	Polietileno-Hierro	Cadmio-Aluminio-Cadmio
4	Polietileno-Hierro	Cadmio-Aluminio-Cadmio-Al ₂ O ₃
5	Polietileno-Hierro	Cadmio-Aluminio-Cadmio-Bi

3.4 Segunda Fase

Una vez realizadas las simulaciones con el modelo simple, se trabajó con un diseño del TRIGA Mark III más robusto, como un archivo de entrada en el código MCNP6. En este trabajo se utilizó un modelo de reactor, incluyendo el núcleo del reactor, la piscina, el blindaje biológico y los tubos de haz tangenciales y radiales, para estimar los primeros espectros de neutrones en el tubo de haz radial **Este 1** (Figura 3.13), y el factor de multiplicación de neutrones (k_{eff}). Los cálculos se llevaron a cabo con el código MCNP6; en la simulación, se utilizó una temperatura media de 550K para el combustible, el número de historias consideradas fue de 50,000 neutrones por ciclo con 150 ciclos activos y 50 ciclos descartados; las secciones transversales utilizadas en los cálculos fueron de la biblioteca ENDF71 [88].

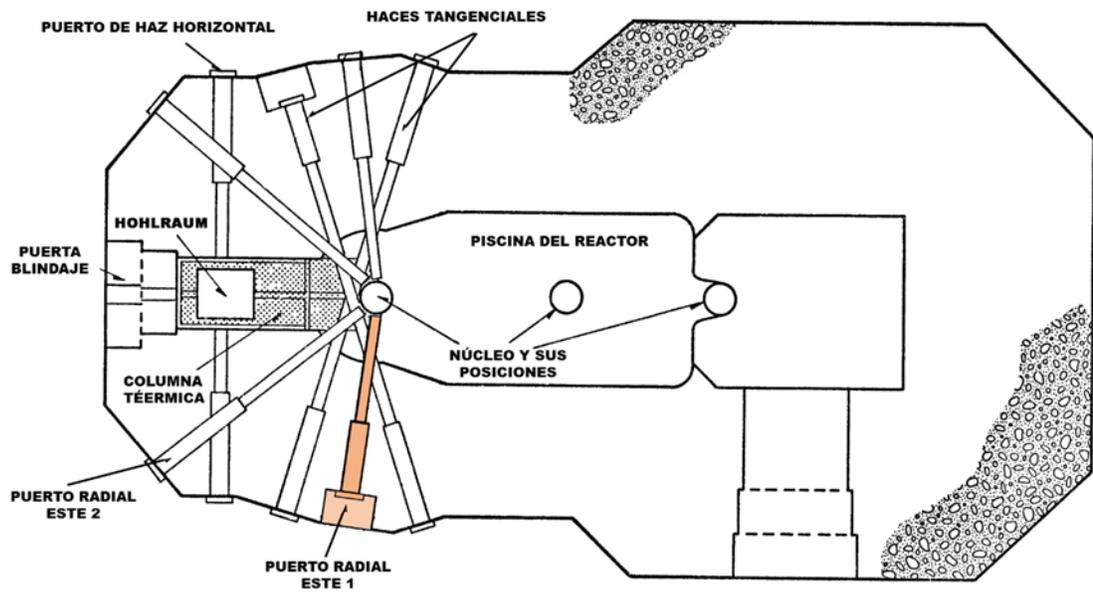


Figura 3.13. Vista superior del reactor mostrando en color el puerto radial “Este 1”

Los espectros de neutrones se estimaron al inicio de haz radial (punto más cercano al núcleo del reactor dentro del haz) y a 1.20 m fuera de uno de los tubos de haces radiales. El primer espectro, que se calculó utilizando 215 grupos de energía que van de 10^{-10} a 42 MeV para tener un espectro suavizado, y se utilizó como término fuente en el tubo del haz, donde se utilizaron diferentes materiales como filtros con el objetivo de producir un espectro epitérmico.

El segundo espectro se comparó con el espectro medido con un espectrómetro de esferas Bonner [35] con el tubo del haz vacío, antes de que los elementos de combustible HEU fueran reemplazados por los elementos de combustible LEU (30/20).

Una vez obtenido el espectro de neutrones, se trabajó con otro modelo simplificado del reactor, descrito de la siguiente manera: El tubo de haz radial mide 3.88 m de largo; tiene dos secciones. La primera sección es de 7.5 cm de radio y 2.16 m de largo, mientras que la

segunda sección es de 10 cm de radio y 1.72 m de largo. El filtro 1 se colocó en la primera sección y el filtro 2 se asignó en la segunda sección. En este modelo se incluyó, el agua de la piscina y el blindaje de hormigón; el núcleo del reactor fue modelado como un cilindro de aluminio, como se muestra en la Figura 3.14.

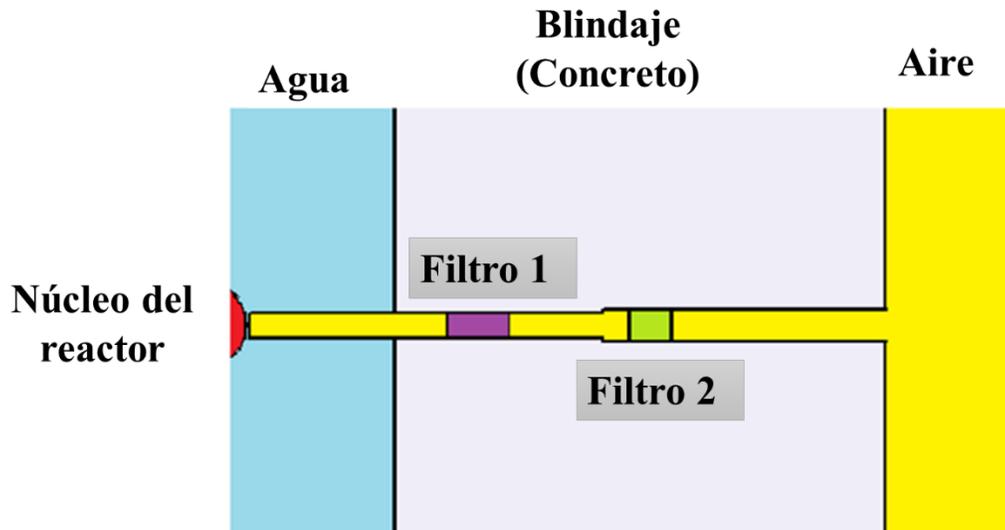


Figura 3.14 Tubo del haz radial con los filtros 1 y 2

Usando el tally f5, los detectores puntuales se colocaron a lo largo del tubo radial, contando las partículas por cm^2 , con esto, los espectros de fluencia de neutrones se estimaron a 32.1 cm desde el centro del núcleo del reactor, después del filtro 1 (2.57 m), después del filtro 2 (3.02 m), en el puerto del haz (4.17 m) y a 1 m del puerto del haz (5.17 m del centro del núcleo).

En ambos sitios fuera del tubo del haz también se estimó el equivalente de dosis ambiental ($H^*(10)$), el equivalente de dosis personal ($H_p(10, 0^\circ)$) y la dosis efectiva (E_{iso}), utilizando los coeficientes de conversión de fluencia a dosis del ICRP 74 [89] y el espectro de neutrones ($\Phi_E(E)$).

Para el cálculo de las diferentes dosis se usó la ecuación 3.1, donde Δ representa la dosis calculada y $\delta(E)$ son los coeficientes de conversión de fluencia a dosis ($h^*(10)(E)$ para $H^*(10)$, $hp(10,0^\circ)$ para $Hp(10, 0^\circ)$ y $e_{iso}(E)$ para la E_{iso}).

$$\Delta = \int_{E_{min}}^{E_{max}} \Phi(E) \delta(E) dE \quad 3.1$$

Los materiales utilizados como filtros tienen como objetivo reducir la energía de los neutrones, para convertirlos en neutrones epitérmicos y al mismo tiempo reducir la presencia de neutrones térmicos y rápidos. Por lo que, a partir de los espectros estimados, se calculó la fluencia total de los neutrones térmicos, epitérmicos y rápidos [31]. Fuera del tubo del haz se calcularon las razones de fluencia de neutrones epitérmicos y térmicos y se comparó con la relación recomendada por el OIEA [34].

Los filtros fueron modelados en forma de cilindros con el mismo diámetro interno del tubo del haz. Varios materiales conocidos como buenos moderadores como berilio, grafito, agua pesada y polietileno fueron estudiados combinados con materiales que tienen una buena sección transversal de dispersión como hierro, acero, aluminio, AlF_3 y cobre, y con buenas propiedades absorbentes de neutrones, como el cadmio.

De la obtención de datos, de posibles combinaciones, se seleccionaron los mejores casos, atendiendo el objetivo de filtrar la mayor cantidad de neutrones epitérmicos, reduciendo en la medida de lo posible la cantidad de neutrones térmicos y rápidos. Para ello se seleccionaron los cinco mejores casos, nombrando cada caso con las primeras letras del alfabeto, ver Tabla 3.3.

Tabla 3.3. Mejores casos dentro de la segunda fase

Caso	Filtro 1	Filtro 2
A	Acero-Grafito	Cadmio-Aluminio-Cadmio
B	Acero-Grafito-Acero-Grafito	Cadmio-Aluminio-Cadmio
C	Acero-Polietileno	Cadmio-Aluminio-Cadmio
D	Cadmio-D ₂ O- ⁵⁴ Fe-Cadmio	Aluminio-Cadmio
E	Acero-Grafito-Cadmio	Cadmio-AlF ₃ -Cadmio

Los materiales que mostraron el mejor rendimiento fueron el acero (0.995 %wt Fe y 0.005 %wt C) y el grafito para el filtro 1; y cadmio, aluminio y cadmio para el filtro 2 [86]. A partir de estos materiales se estudiaron a detalle dos casos: el Caso A, donde el primer filtro consistía en un arreglo de dos cilindros, de acero de 30 cm de largo y el grafito de 30 cm de largo (Acero + Grafito), y el Caso B, donde el primer filtro consistía en un arreglo de 4 cilindros, acero de 15 cm de largo, grafito de 15 cm de largo, acero de 15 cm de largo y grafito de 15 cm de largo (Acero + Grafito+ Acero + Grafito). Para ambos casos, el filtro 2, estaba compuesto por un arreglo de cadmio de 1 cm de largo, aluminio de 25 cm de largo y cadmio de 1 cm de largo (Cd+Al+Cd).

En la simulación del transporte de neutrones se incluyó el tratamiento $S(\alpha, \beta)$ para el agua ligera y el grafito, en el núcleo del reactor y el filtro 1. Este tratamiento es importante cuando los neutrones son térmicos (que están en equilibrio termodinámico con el medio donde se transportan) y en su interacción con medio se ven afectados por la energía de los núcleos atómicos de las moléculas del medio [84, 88].

CAPÍTULO 4

RESULTADOS

4.1 Primera Fase

Utilizando el código MCNP5 se realizaron las primeras simulaciones, se trabajó como se mencionó anteriormente con un modelo simple del reactor. Y utilizando un espectro de fisión limpio. En este modelo simple donde se cuenta con un tubo radial se colocaron diferentes filtros con el objetivo de poder observar el cambio en el espectro de neutrones a la salida del tubo y a la distancia de un metro de la salida, además, se llevó a cabo una simulación sin ninguno de los filtros para tomarlo de referencia y poder contrastar con cada una de las otras combinaciones de filtros.

De lo anterior, se realizaron varios arreglos, algunos de ellos fueron: Un cilindro de aluminio a media distancia con discos de 1 mm de espesor de Cd, en los extremos del cilindro de Al, para abatir a los neutrones térmicos, un arreglo más, consistió en utilizar además del cilindro de Al y los discos de Cd, un cilindro de acero y otro de PE, ambos de 5 cm de largo, cubriendo la totalidad del tubo, colocando al acero de frente al núcleo.

El siguiente arreglo consistió en tener el intercambio del acero por el PE, de manera tal, que el PE quedaría de frente al núcleo del reactor en otro arreglo más, se utilizaron los mismos elementos que el anterior, pero se redujeron 4 mm al diámetro del cilindro de Al con la intención de colocar un cilindro hueco de Al_2O_3 cubriendo el cilindro de Al, con la finalidad de tener un reflector de neutrones en esa sección; el siguiente arreglo consiste en sustituir el cilindro hueco de Al_2O_3 por uno de Bi, con exactamente las mismas dimensiones.

Con lo antes expuesto, se tomaron lecturas de la fluencia de neutrones en el rango de neutrones térmicos, epitérmicos y rápidos, con ello se realizaron cálculos para obtener las razones de fluencia entre neutrones epitérmicos y neutrones térmicos, térmicos entre epitérmicos y, por último, razones de neutrones epitérmicos y los neutrones totales. En la Tabla 4.1, se muestran las razones entre la fluencia de neutrones para los diferentes casos estudiados, a la salida del haz.

Tabla 4.1. Razones de fluencia de neutrones a la salida del haz

Moderadores y filtros	$\frac{\Phi_{\text{epitérmicos}}}{\Phi_{\text{térmicos}}}$	$\frac{\Phi_{\text{térmicos}}}{\Phi_{\text{epitérmicos}}}$	$\frac{\Phi_{\text{epitérmicos}}}{\Phi_{\text{total}}}$
Sin filtros	1.7	0.61	0.22
Cd-Al-Cd	22.3	0.04	0.29
FePE-CdAlCd	89.7	0.01	0.30
PEFe-CdAlCd	53.3	0.02	0.28
PEFe-CdAlCd-Al₂O₃	87.2	0.01	0.27
PEFe-CdAlCd-Bi	89.9	0.01	0.27

La comparación entre las razones de fluencia de neutrones obtenidas con los diferentes casos estudiados y los reportados en la literatura [22, 23, 90], se muestra en la Tabla 4.2.

Tabla 4.2. Comparación de razones de fluencia

Moderadores y filtros	$\frac{\Phi_{\text{epitérmicos}}}{\Phi_{\text{térmicos}}}$	$\frac{\Phi_{\text{térmicos}}}{\Phi_{\text{epitérmicos}}}$	$\frac{\Phi_{\text{epitérmicos}}}{\Phi_{\text{total}}}$
FePE-CdAlCd	89.7	0.01	0.30
PEFe-CdAlCd	53.3	0.02	0.28
PEFe-CdAlCd-Al₂O₃	87.2	0.01	0.27
PEFe-CdAlCd-Bi	89.9	0.01	0.27
TRR [22]	12.7	0.04	0.75

El Organismo Internacional de Energía Atómica recomienda que la razón entre el flujo de neutrones térmicos y epitérmicos debe ser menor a 0.05 [59].

En la Figura 4.1, se muestran los espectros de neutrones a la salida del haz, también llamado puerto del haz, con los diferentes casos mencionados anteriormente, mientras que en la Figura 4.2, se presentan los espectros de neutrones a 1 m del puerto del haz. En ambas figuras los espectros de neutrones son modificados por la presencia de los materiales usados como filtros.

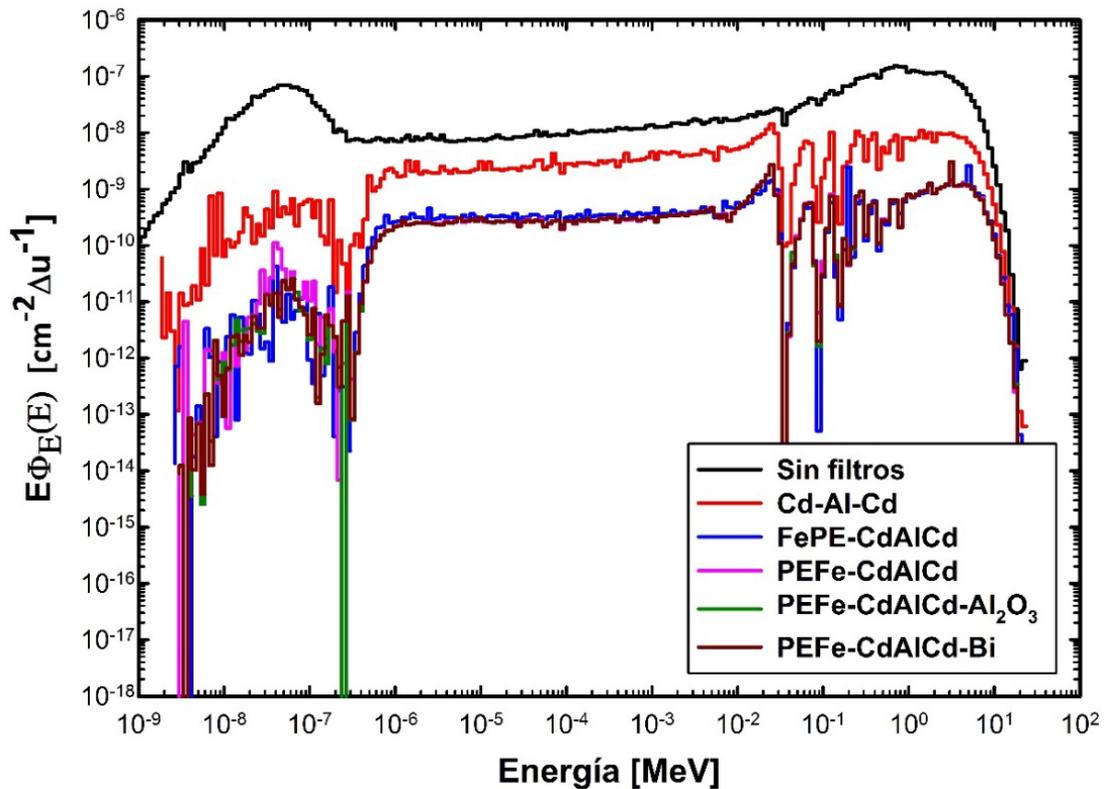


Figura 4.1. Espectro de neutrones en unidades de letargia a la salida del haz

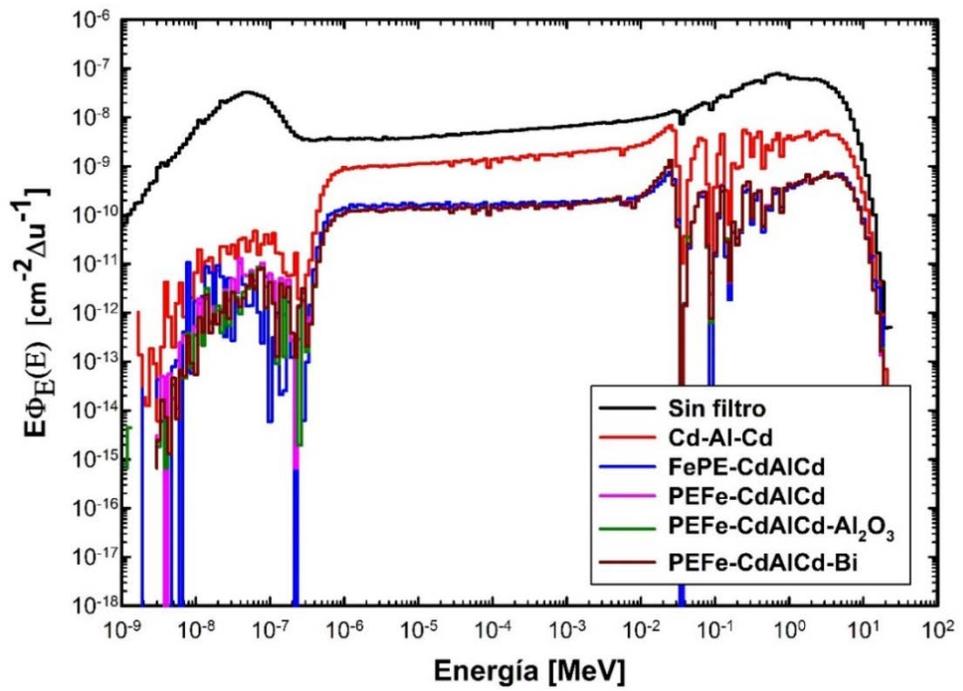


Figura 4.2. Espectro de neutrones a un metro del puerto del haz

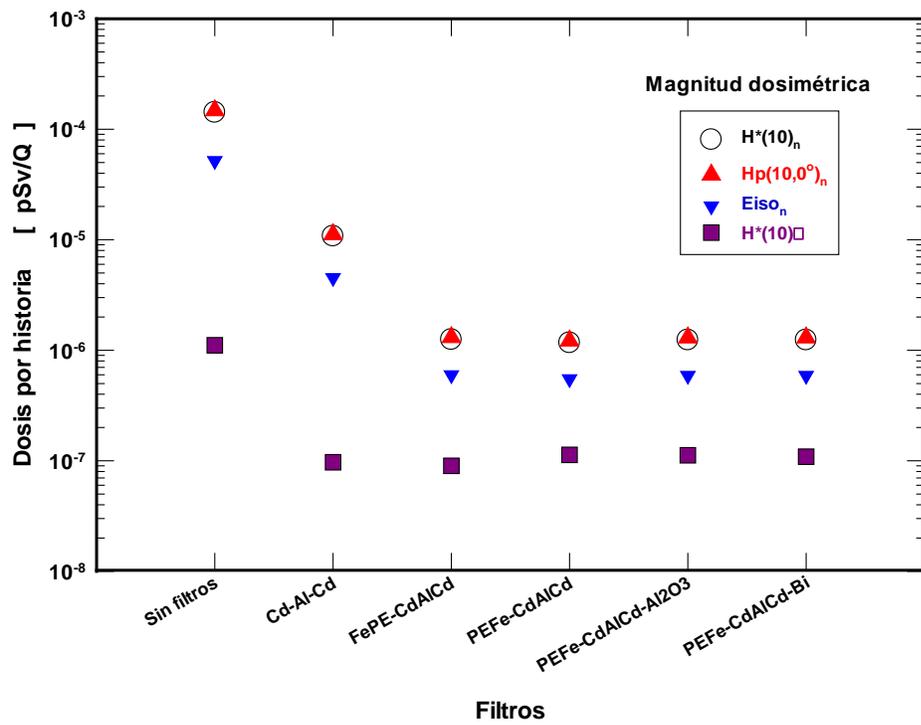


Figura 4.3. Cálculo del equivalente de dosis para cada uno de los arreglos

La modulación del espectro de neutrones para la BNCT modifica su energía que influye en la dosis y en la inducción de rayos gamma por captura o dispersión inelástica. En la Figura 4.3, se muestran los valores del equivalente de dosis ambiental ($H^*(10)$), el equivalente de dosis personal ($H_p(10,0^\circ)$) y la dosis efectiva (E_{iso}) por neutrones. También, se ha incluido la $H^*(10)$ debida a los rayos gamma ($H^*(10)_\gamma$), para los diferentes filtros. Cada uno de estos valores es reportado en las unidades de pSv por cada neutrón por segundo que emite el término fuente (Q).

En la Tabla 4.3, se presentan las dosis para los diferentes arreglos de los filtros, a la salida del haz, así como las dosis del haz, sin filtros, a manera de poder visualizar los cambios con los diferentes materiales utilizados.

Tabla 4.3. Cálculo del equivalente de dosis, por neutrones y gammas, por historia

Moderadores y filtros	$H^*(10) \pm \epsilon\%$ [pSv/Q]	$H_p(10,0^\circ) \pm \epsilon\%$ [pSv/Q]	$E_{iso} \pm \epsilon\%$ [pSv/Q]	$H^*(10)_\gamma \pm \epsilon\%$ [pSv/Q]
Sin filtros	1.42E-04±0.6	1.48E-04±0.6	5.18E-05±0.6	1.11E-06±0.9
Cd-Al-Cd	1.08E-05±2.0	1.12E-05±2.0	4.52E-06±1.7	9.70E-08±2.4
FePE-CdAlCd	1.25E-06±2.8	1.31E-06±2.9	5.97E-07±3.0	9.01E-08±2.6
PEFe-CdAlCd	1.17E-06±0.7	1.22E-06±0.7	5.50E-07±0.8	1.13E-07±2.3
PEFe-CdAlCd-Al₂O₃	1.24E-06±3.1	1.30E-06±2.8	5.89E-07±2.7	1.12E-07±2.2
PEFe-CdAlCd-Bi	1.24E-06±2.9	1.30E-06±3.0	5.89E-07±2.8	1.09E-07±2.1

4.2 Segunda Fase

En la segunda parte, se utilizó un diseño del reactor más robusto, para realizar las simulaciones, y se utilizó en esta fase el código MCNP6, donde se llevó a cabo la simulación del reactor y como resultado se obtuvo un valor de la k_{eff} de 1.00132 ± 0.00034 , a partir de ese valor se calculó el espectro de neutrones en el tubo del haz radial **Este 1**, que se utilizó como término de origen.

En la Figura 4.4, se muestra el espectro de neutrones por unidad de letargia calculado a 1.20 m del puerto del haz, también se incluye el espectro de neutrones medido, a la misma distancia.

La fluencia total de neutrones por historia en Monte Carlo se escaló hasta la fluencia total experimental de neutrones, contemplando la tasa entre las fluencias totales calculadas y experimentales de neutrones; ambos espectros de neutrones se convirtieron a unidades de letargia ($E \Phi_E(E)$).

El espectro de neutrones al inicio del tubo del haz radial se muestra en la Figura 4.5. Este espectro se utilizó como término fuente en el tubo del haz con los filtros en cada uno de los distintos casos que se trabajaron.

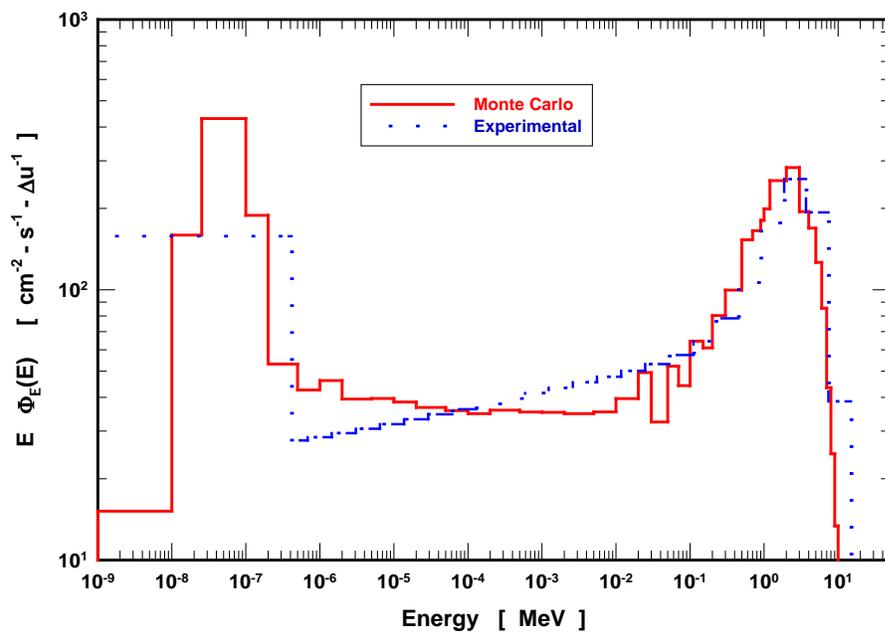


Figura 4.4 Espectros de neutrones calculados y medidos a 1.20 m del puerto de haz radial

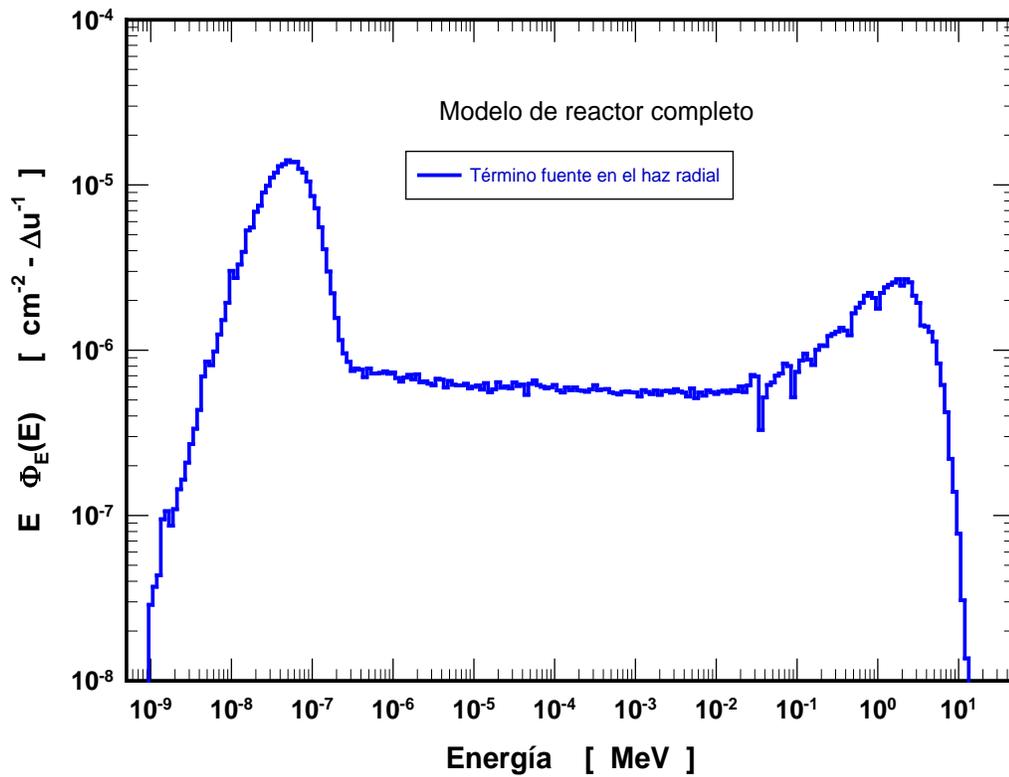


Figura 4.5 Espectro de neutrones utilizado como término fuente

De acuerdo a lo mencionado en la sección de materiales y métodos, se trabajó con los cinco mejores casos, en el haz radial **Este 1**. Para el **Caso A**, en la Figura 4.6 se muestran los espectros de neutrones, por historia, en cuatro sitios en el tubo del haz con los materiales acero + grafito (Filtro 1) y Cd+Al+Cd (Filtro 2). Los detectores puntuales se encuentran colocados a 32.1, 257, 302, 417 y 517 cm del centro del núcleo del reactor, tomando lecturas en esos puntos.

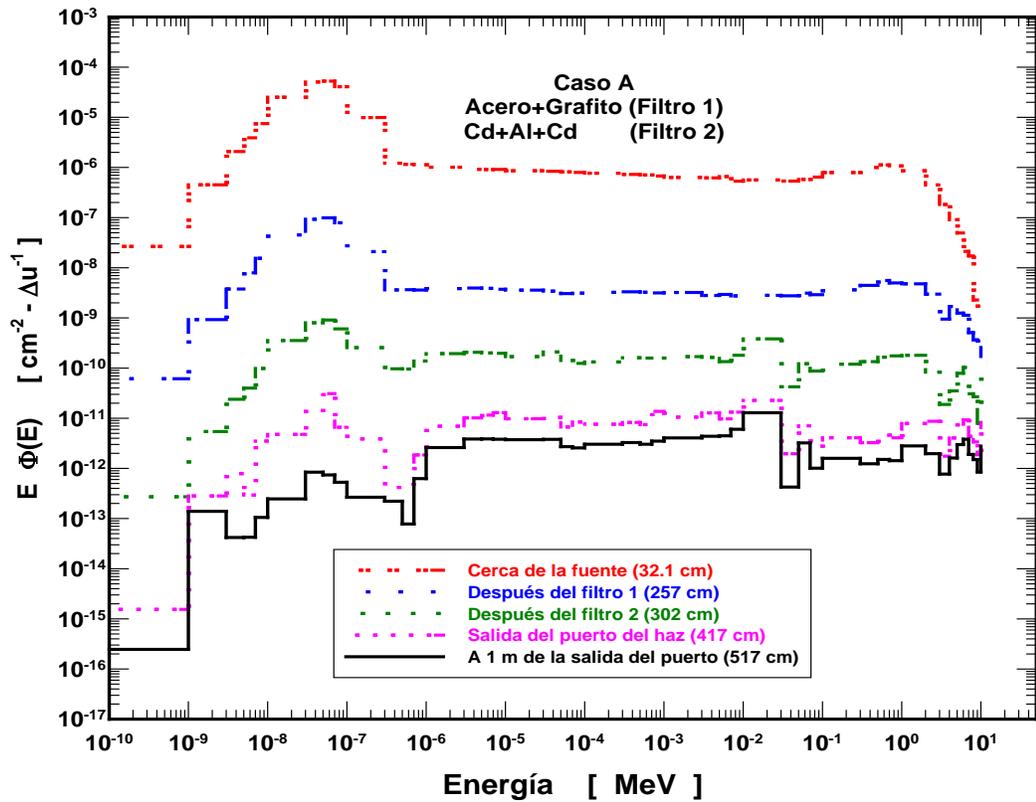


Figura 4.6 Espectros de neutrones a lo largo del tubo del haz para el Caso A

En la Figura 4.7, se muestran los espectros de neutrones, por historia, para el Caso B, estimado en los mismos cuatro sitios en el tubo del haz, con la diferencia en el filtro 1, quedando un arreglo de la siguiente manera: acero + grafito + acero + grafito (Filtro 1) y el filtro 2, mantiene el mismo arreglo, Cd+Al+Cd.

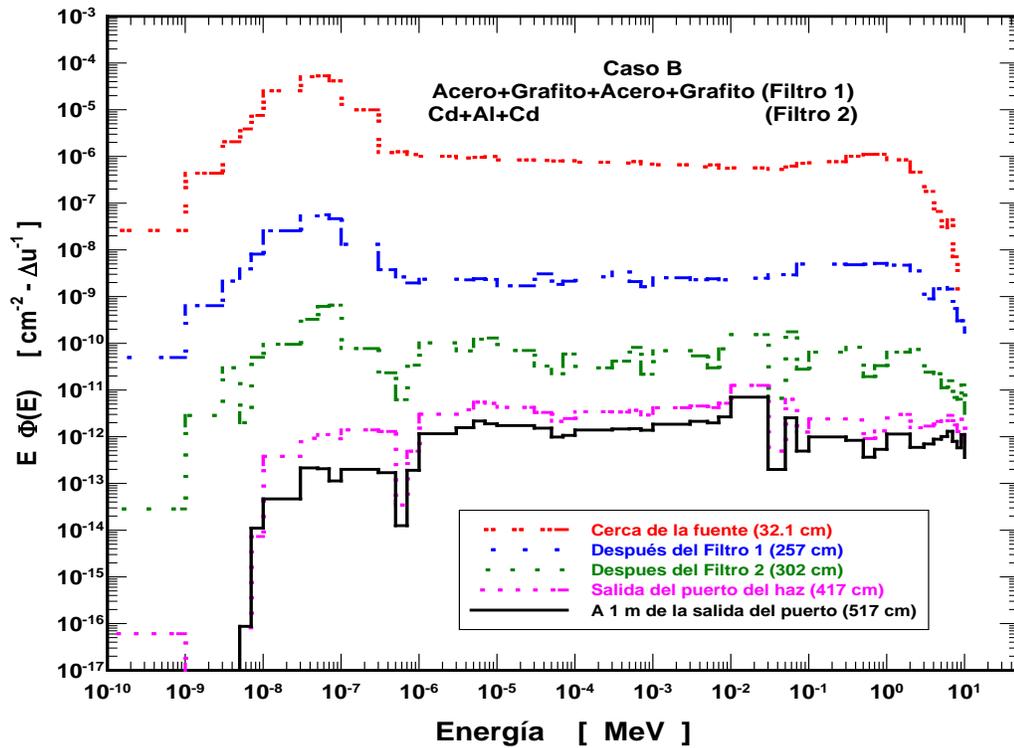


Figura 4.7 Espectros de neutrones a lo largo del tubo del haz para el Caso B

En la Figura 4.8, podemos observar los espectros de neutrones para el **Caso C**, en los diferentes puntos a lo largo del tubo radial, utilizando acero y grafito para el filtro 1, y cadmio, aluminio y cadmio para el filtro 2.

Para el **Caso D**, se muestra la Figura 4.9, donde observamos los espectros de neutrones, por historia, en cuatro sitios en el tubo del haz con los filtros $\text{Cd}+\text{D}_2\text{O}+^{54}\text{Fe}+\text{Cd}$ (Filtro 1) y $\text{Al}+\text{Cd}$ (Filtro 2). Los puntos están a 32.1, 257, 302, 417 y 517 cm del centro del núcleo del reactor.

En la Figura 4.10, se pueden visualizar los espectros de neutrones para el **Caso E**, en los distintos puntos donde se colocaron los detectores a lo largo del tubo radial, para este caso se utilizó acero + grafito + Cd para el filtro 1 y para el filtro 2, se utilizó $\text{Cd}+\text{AlF}_3+\text{Cd}$.

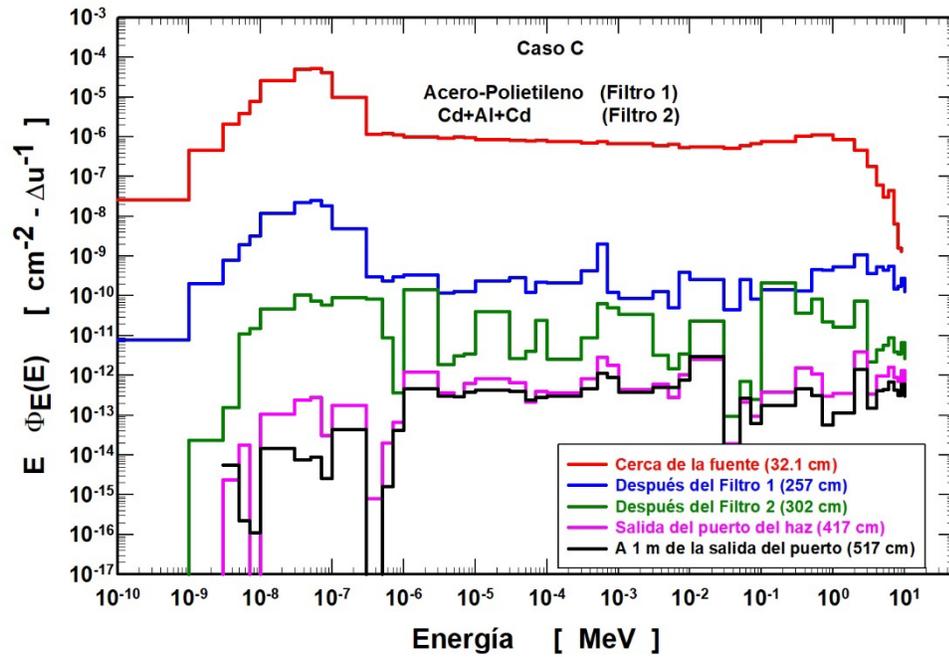


Figura 4.8. Espectros de neutrones a lo largo del tubo del haz para el Caso C

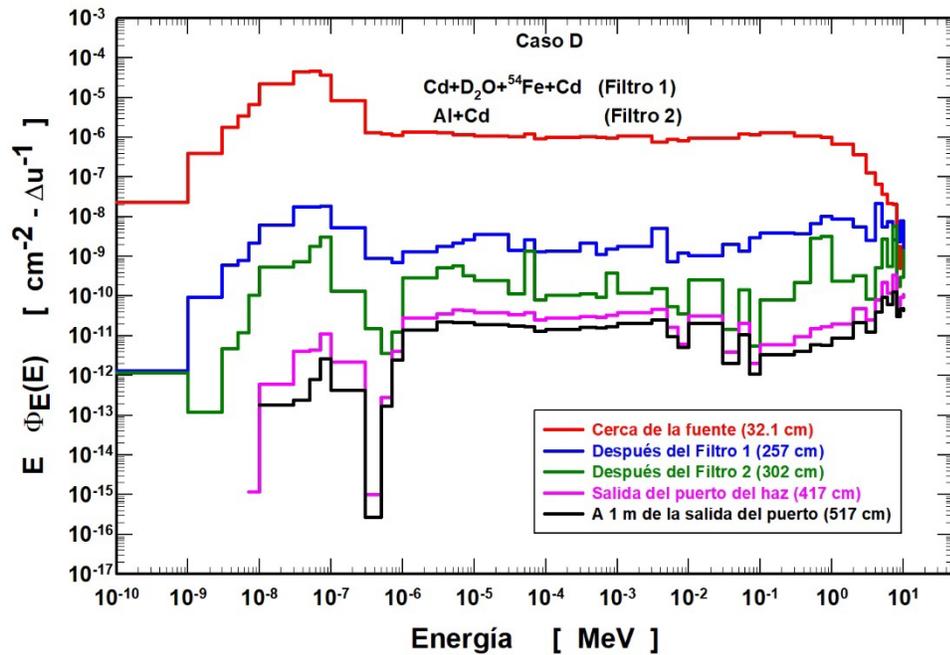


Figura 4.9. Espectros de neutrones a lo largo del tubo del haz para el Caso D

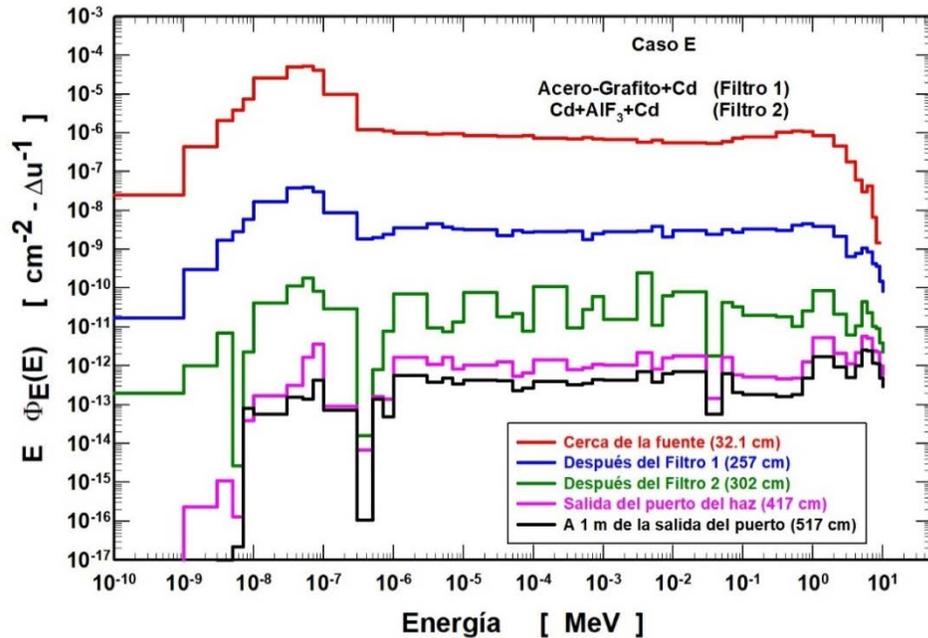


Figura 4.10. Espectros de neutrones a lo largo del tubo del haz para el Caso E

En la Figura 4.11, se muestran los espectros de neutrones estimados para 5 casos, a la salida de tubo radial, de manera tal que se pueden comparar cada uno de los casos, y los diferentes materiales utilizados. En la Figura 4.12, podemos observar los espectros de neutrones estimados para los 5 casos, a 1 m del puerto del haz, con la intención de confrontar a cada uno de los espectros y poder visualizar de una mejor manera la diferencia entre cada uno de ellos. El espectro de neutrones es modificado por los filtros, reduciendo la cantidad de neutrones térmicos y rápidos, y filtrando los neutrones epitérmicos. Con los resultados anteriores se seleccionaron los Casos A y B para continuar con el estudio. En ambos casos el filtro 2 es el mismo (Cd+Al+Cd), además, la cantidad y el tipo de materiales utilizados para el filtro 1 también son los mismos; sin embargo, se tiene acero y grafito para el Caso A y acero + grafito + acero + grafito para el Caso B.

En la Figura 4.13, se muestran los espectros de neutrones para ambos casos en el puerto del haz radial (a 417 cm del centro del núcleo del reactor); mientras tanto, en la Figura 4.14, se muestran los espectros de neutrones para los casos A y B a 1 m del puerto del haz que está a 517 cm del centro del núcleo del reactor.

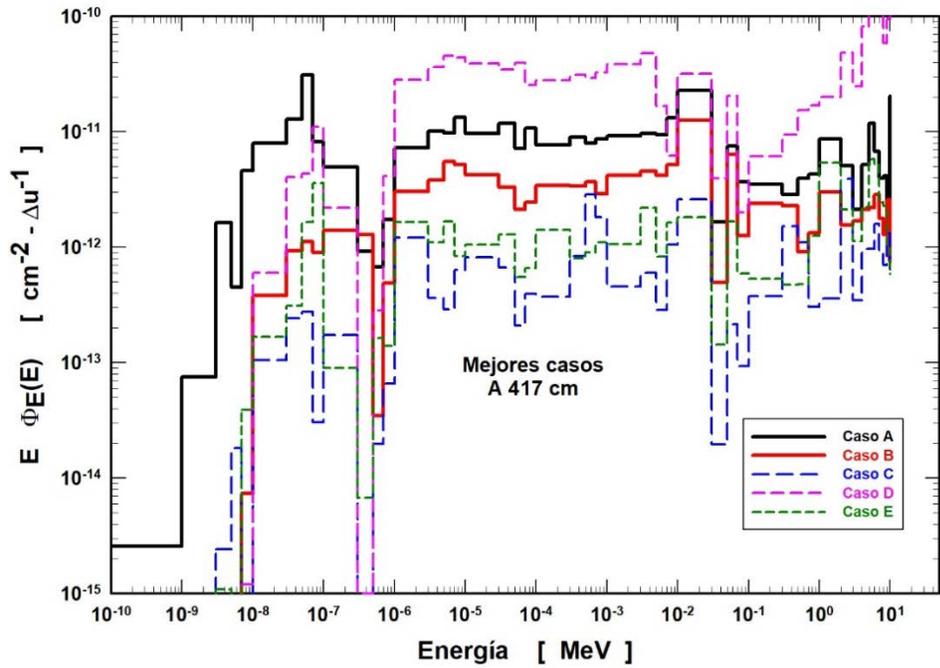


Figura 4.11. Comparación de los mejores casos a la salida

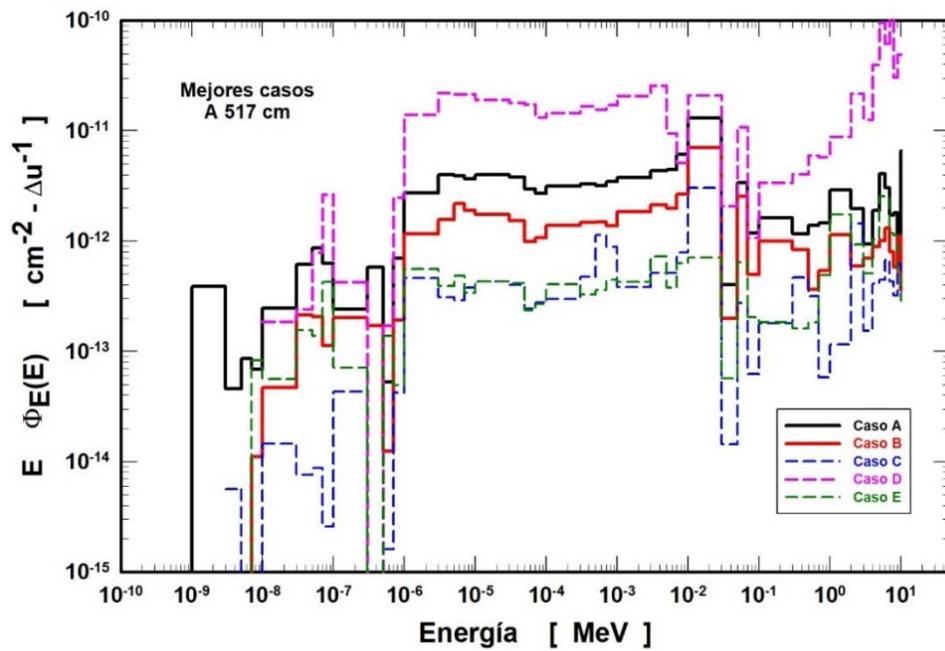


Figura 4.12. Mejores casos a 1 m del puerto del haz

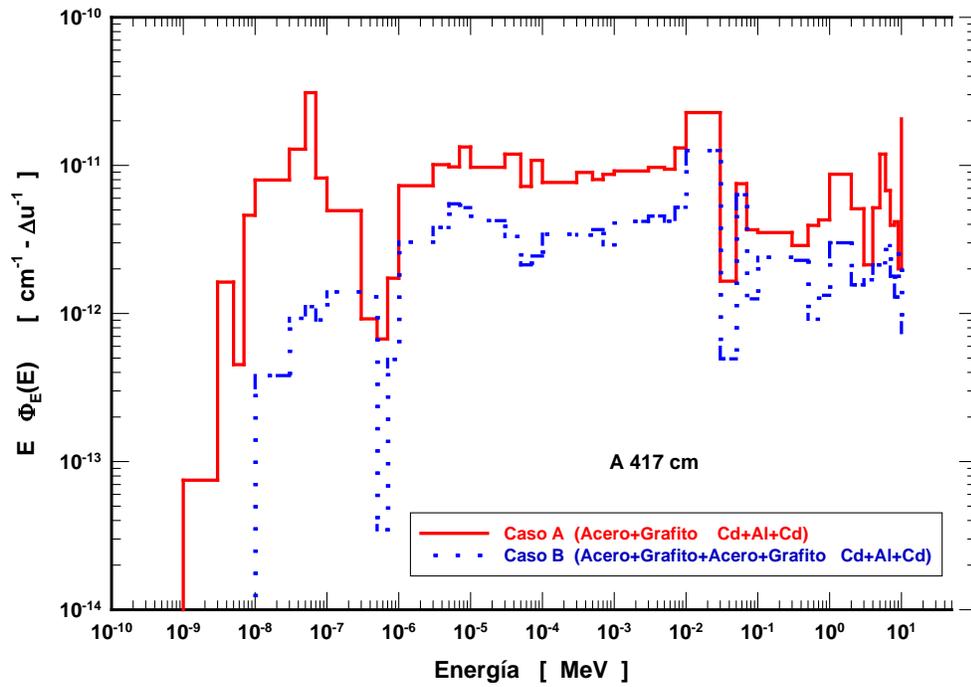


Figura 4.13 Espectros de neutrones para los Casos A y B en el puerto del haz

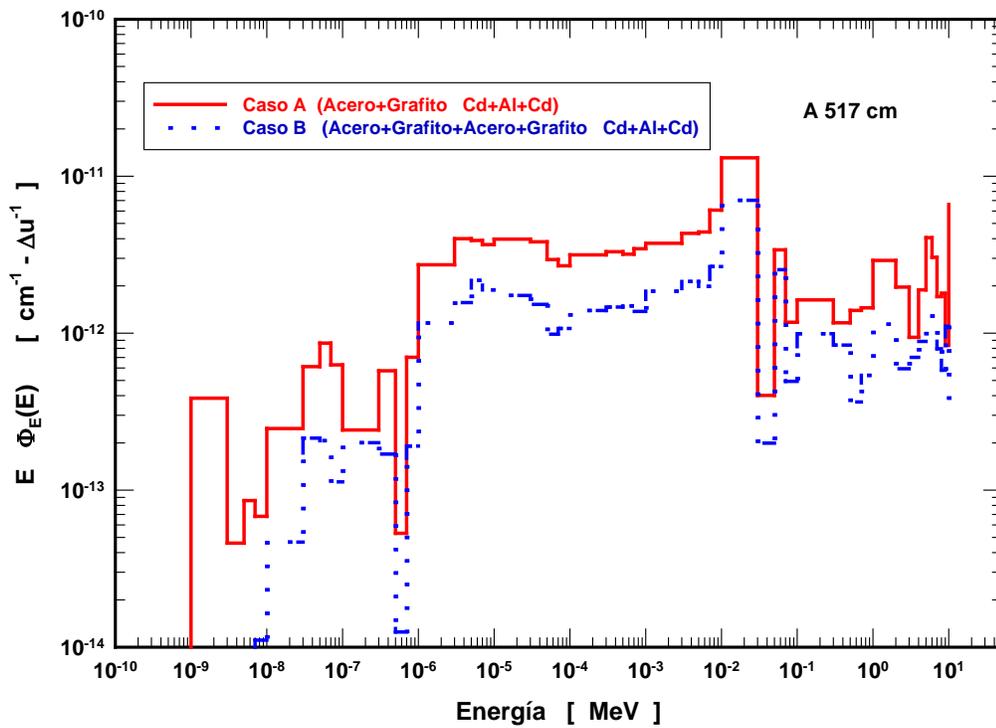


Figura 4.14 Espectros de neutrones para los Casos A y B a 1 m del puerto del haz

En ambos sitios, y para ambos casos, se reducen los neutrones térmicos y rápidos, y se filtran los neutrones epitérmicos; sin embargo, en el Caso A, la fluencia total de neutrones es 2.72 y 2.16 veces mayor que la fluencia obtenida en el caso B a 417 y 517 cm, respectivamente. En la Tabla 4.4, se encuentran las relaciones de fluencia entre neutrones epitérmicos y térmicos (E/T), epitérmicos y rápidos (E/R) y de neutrones epitérmicos entre los totales (E/Total) en los dos sitios fuera del puerto del haz (417 y 517 cm) para los Casos A y B.

Tabla 4.4 Relaciones de fluencia de neutrones en los Casos A y B

Posición	Caso	E/T	E/R	E/Total
417 cm	A	2.350	1.608	0.488
	B	11.423	1.349	0.547
517 cm	A	16.312	1.327	0.551
	B	30.390	1.174	0.531

La Tabla 4.5, muestra los equivalentes de dosis $H^*(10)$, $H_p(10, 0^\circ)$, and E_{iso} , por historia, a 417 y 517 cm para ambos casos.

Tabla 4.5 Equivalente de dosis por historia en el puerto del haz radial y a 1 m del puerto

Posición	Caso	$H^*(10)$ (pSv)	$H_p(10, 0^\circ)$ (pSv)	E_{iso} (pSv)
417 cm	A	1.084E(-8)	1.139E(-8)	5.159E(-9)
	B	3.988E(-9)	4.191E(-9)	1.820E(-9)
517 cm	A	3.949E(-9)	4.159E(-9)	1.924E(-9)
	B	1.639E(-9)	1.724E(-9)	7.698E(-10)

CAPÍTULO 5

DISCUSIÓN

5.1 Primera Fase

Respecto al primer diseño, donde se tiene un modelo simplificado, se reportan 6 arreglos, el primero fue sin filtros, utilizando un espectro de fisión, luego se fueron incluyendo materiales de acuerdo a la Tabla 4.1, y en ella se tienen las razones de fluencia entre neutrones térmicos y epitérmicos, y se observa que las razones en lo que respecta a todos los arreglos están dentro de la recomendación del OIEA, con la razón entre térmicos y epitérmicos, menor a 0.05, con la excepción del caso sin filtros.

En la Tabla 4.2, se tiene la comparación con datos de la literatura, en la cual se tienen las razones de fluencia entre térmicos y epitérmicos muy similares, a diferencia de la razón entre la fluencia de epitérmicos y la fluencia total, en el cual se observa que nuestros valores están disminuidos por mitad respecto al trabajo en referencia. De la misma forma, podemos observar que para el arreglo de FePE-CdAlCd se tiene un ligero aumento sobre los demás arreglos en cuanto a la razón entre la fluencia de neutrones epitérmicos y los neutrones totales.

En la Figura 4.1, se puede ver el espectro en cada uno de los arreglos, justo a la salida del haz, en ella se observa como a partir del haz sin filtros se va modificando el espectro, asimismo podemos observar que para el arreglo Cd-Al-Cd se tiene un valor mayor en la sección de los neutrones epitérmicos, sin embargo, también es alto el número de neutrones térmicos y neutrones rápidos.

En lo que respecta al arreglo de FePE-CdAlCd, en este arreglo se distingue una disminución en los neutrones térmicos y los neutrones rápidos, y un ligero aumento de los neutrones epitérmicos, este punto es muy importante, ya que si recordamos el objetivo es tener una buena relación de neutrones epitérmicos en relación a la fluencia total de neutrones, en contraste, en relación a los dos últimos casos donde se usó Al_2O_3 y Bi, respectivamente, como reflectores, no se observó un cambio significativo.

En la Figura 4.2 se tienen los espectros a un metro de distancia de la salida, en la cual se tiene el espectro similar al de la Figura 4.1, pero levemente disminuido debido a la interacción con el aire. Cabe mencionar que los espectros están tabulados como espectros por unidad de letargia y normalizados a 1 neutrón.

En la Figura 4.3, se reportan las estimaciones de dosis, en donde observamos que todos los arreglos tienen estimaciones de dosis muy similares a excepción del primer arreglo que corresponde al de Cd-Al-Cd, en lo que respecta a dosis por neutrones, para lo correspondiente a dosis por gammas, todos los valores son muy similares. En la Tabla 4.3, se tiene la estimación de las dosis incluyendo su intervalo de error porcentual, donde se puede verificar lo mencionado en la figura.

5.2 Segunda Fase

Con los antecedentes y resultados en la Primera Fase, y con la utilización de un modelo más robusto en las simulaciones, se realizaron simulaciones iniciales para verificar que el archivo de entrada del reactor nos diera un valor para la k_{eff} igual a 1, y con ello demostrar que el reactor se encontraría en la categoría de crítico.

Así pues, el valor obtenido de la k_{eff} (1.00132) indica que la posición de las barras de control mantiene el modelo del reactor nuclear en estado crítico, con un exceso de reactividad de 132 pcm (partes por cien mil), que es un valor aceptable. El espectro calculado y el medidos a 1.20 m de la salida del tubo del haz radial vacío (Figura 4.4) presentan características similares: El pico de alta energía con un máximo entre 2 y 3 MeV, y un pico de neutrones térmicos unidos por los neutrones epitérmicos. La pendiente de los neutrones epitérmicos para el caso del espectro medido es positiva, mientras que en el espectro calculado es ligeramente negativa. La probable explicación de esta diferencia se atribuye a que las características del combustible del reactor, del espectro medido son diferentes a las del reactor actual.

El espectro de neutrones calculado con el modelo completo (Figura 4.5) muestra el pico debido a los neutrones térmicos y el pico debido a los neutrones producidos en la fisión nuclear del ^{235}U , unidos entre sí por una cantidad de neutrones epitérmicos, este espectro en mención es similar al espectro reportado en la literatura [91] en uno de los puertos radiales de un reactor TRIGA Mark III. Este espectro de neutrones se utilizó como término fuente en el modelo del tubo del haz radial donde se estudiaron filtros con el objetivo de producir neutrones epitérmicos.

Para el Caso A, el primer filtro fue de acero y grafito, y el segundo filtro fue de cadmio, aluminio y cadmio. En la Figura 4.6 se muestran los espectros de neutrones a diferentes distancias a lo largo del tubo del haz, con tres detectores dentro y los dos últimos detectores en el exterior. En el espectro a 32.1 cm del centro del núcleo del reactor se puede notar que es similar al espectro del término fuente (Figura 4.5) que muestra neutrones térmicos y de fisión conectados por neutrones epitérmicos. Después del filtro 1, la cantidad de neutrones se reduce porque la distancia aumenta y debido a la dispersión y absorción. Aquí, la presencia de neutrones térmicos es importante debido al efecto de moderación del grafito en el filtro 1. Después del filtro 1 se reducen los neutrones térmicos y los de fisión debido a que la distancia

es mayor. En el filtro 2, el Cd y Al reducen la cantidad de neutrones térmicos y contribuyen a reducir los neutrones de fisión mejorando la cantidad de neutrones epitérmicos.

En el puerto del haz radial (417 cm) y a 1 m de él (517 cm) se reducen los neutrones térmicos y rápidos, mientras permanecen los neutrones epitérmicos en mayor cantidad que los anteriores. En estos espectros, los neutrones epitérmicos se parecen a los reportados en la literatura [13] donde los colimadores Cerrobend y polietileno fueron utilizados en un tubo radial de un reactor TRIGA Mark II.

En el Caso B, la misma cantidad y materiales se utilizaron en los filtros 1 y 2, con la diferencia de que la distribución del filtro 1 fue de acero, grafito, acero y grafito. El efecto en los espectros de neutrones de este cambio se muestra en la Figura 4.7. En la Figura 4.8, se muestra el Caso C, donde de manera gráfica se observa el comportamiento del espectro de neutrones a lo largo de los puntos donde se colocaron los detectores, además, podemos notar que tenemos una cantidad alta de neutrones rápidos en los dos detectores externos.

En la Figura 4.9, se tiene lo correspondiente al Caso D, un punto significativo en esta grafica es que se tiene una cantidad importante de neutrones epitérmicos, incluso más alta que en los tres casos anteriores. En la Figura 4.10, se observa el Caso E, donde se utilizó el AlF_3 , en los últimos dos detectores (externos) se observan niveles similares para neutrones térmicos, epitérmicos y rápidos.

En la Figura 4.11 y en la Figura 4.12, se muestra la comparación entre los 5 casos reportados en esta Segunda Fase, en ambas figuras observamos cantidades más elevadas de neutrones epitérmicos para el Caso D, donde se utilizó agua pesada, y si recordamos, nuestro objetivo es obtener fluencias importantes de neutrones epitérmicos, sin embargo, podemos notar que

se tienen incrementos altos para el intervalo de los neutrones rápidos, lo que nos lleva a elegir trabajar con los Casos A y B, debido a que tienen un buen resultados en la parte de los neutrones epitérmicos y valores bajos tanto para los neutrones térmicos como para los neutrones rápidos, apoyando así a incrementar la razón entre los neutrones epitérmicos y los neutrones totales. Por lo tanto, se da todo el enfoque a los Casos A y B. Ahora, la principal diferencia entre el Caso B en comparación con el Caso A, se puede notar en la distribución de los neutrones térmicos en los dos sitios fuera del tubo del haz radial. En la Figura 4.13 se muestran los espectros de neutrones en el puerto del haz radial (a 417 cm desde el centro del núcleo del reactor), para ambos casos. Aquí, la fluencia total de neutrones del Caso A es 2.72 veces mayor a la fluencia del Caso B. Para el detector en la distancia de 517 cm (Figura 4.14) se muestran los espectros de neutrones producidos por los filtros de los Casos A y B, donde la fluencia total del Caso A es 2.16 veces mayor que la fluencia total obtenida con los filtros del Caso B.

En el Caso A, el filtro 1 fue de 30 cm de acero y 30 cm de grafito (Acero + Grafito) y en el Caso B, el filtro 1 fue de 15 cm de acero + 15 cm de grafito + 15 de acero + 15 cm de grafito (Acero + Grafito + Acero + Grafito) y para ambos casos el filtro 2 era el mismo (Cd + Al + Cd). Ambos casos producen el efecto deseado: tener neutrones epitérmicos reduciendo la cantidad de neutrones térmicos y rápidos, sin embargo, en el Caso A, la cantidad de neutrones es mayor que en el Caso B.

La probable explicación de este efecto se atribuye a lo siguiente: Cuando los neutrones del término fuente colisionan con el acero en el filtro 1 se dispersan y absorben, cuando entran en el grafito, los neutrones rápidos se moderan y los neutrones epitérmicos se vuelven térmicos.

El uso de Acero + Grafito + Acero + Grafito (Caso B) aumenta la absorción de neutrones y la producción de neutrones térmicos, por lo que estos neutrones se absorben en el Cd del filtro 2. Por otro lado, el uso de Acero + Grafito (Caso A) las piezas más grandes de acero y grafito reducen la cantidad de neutrones térmicos que llegan al Cd en el filtro 2. Según el OIEA [34] la relación de fluencia entre neutrones epitérmicos y térmicos para BNCT debe ser ≥ 20 . En la Tabla 4.4 se muestran estas proporciones, así como las relaciones entre neutrones epitérmicos y rápidos, y la fluencia de neutrones epitérmicos y neutrones totales fuera del tubo del haz (a 417 y a 517 cm) para los Casos A y B.

Para la distancia de 517 cm, con los filtros del Caso B, la relación de fluencia entre neutrones epitérmicos y térmicos (30.39) es mayor en aproximadamente un 52% a la relación sugerida por el OIEA para la BNCT; también se informa, en la literatura, de una relación similar (de 30.303) en el reactor nuclear utilizado en medicina, de combustible LEU diseñado para BNCT [29]. Asimismo, a 517 cm para el Caso B la relación de fluencia entre neutrones epitérmicos y neutrones totales, indica que el 53.1% son epitérmicos.

Respecto al equivalente de dosis, fuera del tubo del haz (417 y 517 cm) todas las cantidades dosimétricas son más grandes en el Caso A en comparación con el Caso B (Tabla 4.5). A 417 cm, los equivalentes de dosis en el Caso A son aproximadamente, de 2.7 a 2.8 veces más grandes que en el Caso B, esto debido a que la cantidad de neutrones es mayor en el Caso A en comparación con el Caso B. Estos valores se reducen a entre 2.4 y 2.5 en el punto de 517 cm, debido a la distancia, ya que se reduce la cantidad de neutrones.

Tanto para los casos, como para las distancias fuera del tubo del haz, el equivalente de dosis más grande es el $H_p(10, 0^\circ)$, seguida del $H^*(10)$ y la E_{iso} , debido a los coeficientes de conversión de fluencia a dosis que dependen de la energía de los neutrones.

CAPÍTULO 6

CONCLUSIONES

En esta investigación se diseñó y evaluó un sistema de filtros para el tubo del haz radial “**Este 1**” del reactor TRIGA Mark III con el fin de obtener, a partir del espectro de fisión nuclear, un espectro de neutrones epitérmicos intentando tener una mínima contribución de neutrones térmicos y rápidos. También, se calcularon, en dos puntos fuera del tubo del haz radial los equivalentes de dosis ambiental ($H^*(10)$), personal ($H_p(10, 0^\circ)$) y la dosis efectiva (E_{iso}) por neutrones y el $H^*(10)_\gamma$ debido a los fotones inducidos durante la interacción de los neutrones con los materiales. Para alcanzar este objetivo la investigación se desarrolló en dos fases.

En el modelo simple que refiere a la Primera Fase, se diseñaron cinco arreglos con filtros, moderadores y reflectores para neutrones con el fin de tener una razón de fluencia, de acuerdo a la recomendada por el OIEA. En la cual se utilizaron los materiales de Fe, PE, Cd, Al, Al_2O_3 y Bi. El arreglo de Fe-PE-Cd-Al-Cd nos dio una mayor razón de fluencia entre neutrones epitérmicos y el total de neutrones seguido de PE-Fe-Cd-Al-Cd; los casos donde utilizamos los reflectores (Al_2O_3 y Bi) no arrojaron valores sobresalientes respecto a los arreglos anteriores.

Se obtuvieron valores similares a los reportados en la literatura en la razón de fluencia entre térmicos y epitérmicos, así como la obtención de valores dentro del rango de recomendación de la razón entre térmicos y epitérmicos, la cual se recomienda sea menor a 0.05.

Así pues, con lo obtenido, pudimos visualizar que, aunque se hicieron modificaciones al arreglo donde se colocó en primer lugar el PE, el resultado del arreglo de Fe-PE-Cd-Al-Cd fue el más indicado para nuestras necesidades.

Respecto a la Segunda Fase, se utilizó un modelo más robusto con la finalidad de tener la geometría real del reactor. Se trabajó con 5 casos, modificando los materiales, de los cuales los Casos A y B, cubren de mayor manera los intereses del trabajo, logrando razones de neutrones de acuerdo a los límites reportados por el OIEA; en ambos Casos (A y B) el filtro 1 está hecho de acero y grafito, y el filtro 2 está hecho de Cd, Al y Cd.

En el Caso A el filtro 1 tiene 30 cm de acero y 30 cm de grafito, y en el Caso B, el filtro 1 tiene 15 cm de acero, 15 cm de grafito, 15 cm de acero y 15 cm de grafito. Los filtros se colocaron en el tubo del haz radial **Este 1**, debido a que es un tubo que es más corto que el tubo del haz radial **Este 2**, y los espectros de neutrones se calcularon en tres puntos dentro del tubo y en dos sitios fuera del tubo del haz, donde también se estimaron tres cantidades dosimétricas.

A medida que aumenta la distancia desde el centro del núcleo del reactor, la cantidad de neutrones se reduce y los espectros de neutrones se modulan reduciendo la cantidad de neutrones rápidos y térmicos.

Sin embargo, la cantidad y el tipo de materiales que se usaron de Acero + Grafito (Caso A) en el filtro 1, producen una mayor cantidad de neutrones en comparación con el uso de Acero + Grafito + Acero + Grafito (Caso B).

Para el punto en 517 cm, el uso del conjunto de los filtros Acero + Grafito + Acero + Grafito y Cd + Al + Cd cumplen con la recomendación del OIEA, donde el 53.1% del total de neutrones son epitérmicos.

En ambos sitios fuera del tubo del haz, los equivalentes de dosis son más grandes en más del doble cuando se utilizan filtros del Caso A (Acero + Grafito y Cd + Al + Cd) en comparación con el uso del Caso B (Acero + Grafito + Acero + Grafito y Cd + Al + Cd).

Los resultados que hemos obtenidos serán de utilidad para la elaboración y uso de los filtros con los que se podrán realizar estudios experimentales, prueba de materiales y dosimetría. Y con ello sentar las bases para la BNCT.

6.1 TRABAJO A FUTURO

Como trabajo a futuro se plantea realizar cálculos Monte Carlo tomando en cuenta las gammas, y proponer filtros adecuados que ayuden a disminuir dosis innecesarias con éstas, obteniendo las estimaciones de dosis a la salida y a 1 m de la misma. Además de proponer materiales colimadores para tener una abertura del haz de acuerdo a la necesidad. Y con ello, complementar el arreglo de filtros.

Además, se propone realizar simulaciones Monte Carlo, colocando los filtros propuestos en el presente trabajo, en el haz radial **Este 1**, y colocar un modelo de agua sólida o tejido equivalente, incluyendo detectores en zonas dentro del modelo y con ello poder calcular las estimaciones de dosis.

REFERENCIAS

- [1] Rasouli, F.S., Masoudi, S.F., *Design and optimization of a beam shaping assembly for BNCT based on D–T neutron generator and dose evaluation using a simulated head phantom*. Applied Radiation and Isotopes, **70(12)**, 2755–62, (2012). DOI:10.1016/j.apradiso.2012.08.008
- [2] Gabel, D., Moss, R. (Editors). *Boron Neutron Capture Therapy_Toward Clinical Trials of Glioma Treatment*. New York, Plenum Press (1992).
- [3] Shih, J.-L.A., Brugger, R.M., *Gadolinium as a neutron capture therapy agent*. Medical Physics, **19(3)**, 733–44, (1992). DOI:10.1118/1.596817
- [4] Jones, D.T.L., Wambersie, A., *Radiation therapy with fast neutrons: A review*. Proceedings of the 10th International Symposium on Radiation Physics ISRP 10, **580(1)**, 522–5, (2007). DOI:10.1016/j.nima.2007.05.220
- [5] Alikaniotis, K., Borla, O., Monti, V., Vivaldo, G., Zanini, A., Giannini, G., *Radiotherapy dose enhancement using BNCT in conventional LINACs high-energy treatment: Simulation and experiment*. Reports of Practical Oncology & Radiotherapy, **21(2)**, 117–22, (2016). DOI:10.1016/j.rpor.2015.07.003
- [6] Dagrosa, M.A., Crivello, M., Perona, M., Thorp, S., Santa Cruz, G.A., Pozzi, E., Casal, M., Tomasz, L., Cabrini, R., Kahl, S., Juvenal, G.J., Pisarev, M.A., *First Evaluation of the Biologic Effectiveness Factors of Boron Neutron Capture Therapy (BNCT) in a Human Colon Carcinoma Cell Line*. International Journal of Radiation Oncology Biology Physics, **79(1)**, 262–8, (2011). DOI:10.1016/j.ijrobp.2010.07.020
- [7] Moss, R.L., *Critical review, with an optimistic outlook, on Boron Neutron Capture Therapy (BNCT)*. Applied Radiation and Isotopes, **88**, 2–11, (2014). DOI:10.1016/j.apradiso.2013.11.109

- [8] Trivillin, V.A., Garabalino, M.A., Colombo, L.L., González, S.J., Farías, R.O., Monti Hughes, A., Pozzi, E.C.C., Bortolussi, S., Altieri, S., Itoiz, M.E., Aromando, R.F., Nigg, D.W., Schwint, A.E., *Biodistribution of the boron carriers boronophenylalanine (BPA) and/or decahydrodecaborate (GB-10) for Boron Neutron Capture Therapy (BNCT) in an experimental model of lung metastases*. Applied Radiation and Isotopes, **88**, 94–8, (2014). DOI:10.1016/j.apradiso.2013.11.115
- [9] Boggio, E.F., Longhino, J., Provenzano, L., Farias, R., González, S., Nieves, S., Dagrosa, A., *Beta Enhancers: towards a local dose enhancer device for Boron Neutron Capture Therapy (BNCT) on superficial tumors*. World Congress on Medical Physics and Biomedical Engineering, Toronto, Canada. Springer; p. 607–613, (2015). DOI:10.1007/978-3-319-19387-8_149
- [10] Perona, M., Pontiggia, O., Carpano, M., Thomasz, L., Thorp, S., Pozzi, E., Simian, M., Kahl, S., Juvenal, G., Pisarev, M., Dagrosa, A., *In vitro studies of cellular response to DNA damage induced by boron neutron capture therapy*. Applied Radiation and Isotopes, **69(12)**, 1732–6, (2011). DOI:10.1016/j.apradiso.2011.03.044
- [11] El moussaoui, F., El bardouni, T., Azahra, M., Kamili, A., Boukhal, H., *Monte Carlo calculation for the development of a BNCT neutron source (1 eV–10 keV) using MCNP code*. Cancer/Radiothérapie, **12(5)**, 360–4, (2008). DOI:10.1016/j.canrad.2008.03.005
- [12] Durisi, E., Alikaniotis, K., Borla, O., Bragato, F., Costa, M., Giannini, G., Monti, V., Visca, L., Vivaldo, G., Zanini, A., *Design and simulation of an optimized e-linac based neutron source for BNCT research*. Applied Radiation and Isotopes, **106**, 63–7, (2015). DOI:10.1016/j.apradiso.2015.07.039
- [13] Akan, Z., Türkmen, M., Çakır, T., Reyhancan, İ.A., Çolak, Ü., Okka, M., Kiziltas, S., *Modification of the radial beam port of ITU TRIGA Mark II research reactor for BNCT applications*. Applied Radiation and Isotopes, **99**, 110–6, (2015). DOI:10.1016/j.apradiso.2015.02.014

- [14] Khosroabadi, M., Farhood, B., Ghorbani, M., Hamzian, N., Moghaddam, H.R., Davenport, D., *Tissue composition effect on dose distribution in neutron brachytherapy/neutron capture therapy*. Reports of Practical Oncology & Radiotherapy, **21(1)**, 8–16, (2016). DOI:10.1016/j.rpor.2015.05.001
- [15] Burianova, V., Sklenka, L., Jurickova, I., *The Use of Boron Neutron Capture Therapy in the Treatment of Cancer Tumours in the Czech Republic*. World Congress on Medical Physics and Biomedical Engineering. Springer; 614–7, (2015). DOI:10.1007/978-3-319-19387-8_150
- [16] Monti Hughes, A., Pozzi, E.C.C., Heber, E.M., Thorp, S., Miller, M., Itoiz, M.E., Aromando, R.A., Molinari, A.J., Garabalino, M.A., Nigg, D.W., Trivillin, V.A., Schwint, A.E., *Boron Neutron Capture Therapy (BNCT) in an oral precancer model: Therapeutic benefits and potential toxicity of a double application of BNCT with a six-week interval*. Oral Oncology, **47(11)**, 1017–22, (2011). DOI:10.1016/j.oraloncology.2011.07.014
- [17] Savolainen, S., Kortensniemi, M., Timonen, M., Reijonen, V., Kuusela, L., Uusi-Simola, J.U., Salli, E., Koivunoro, H., Seppala, T., Lonroth, N., Valimaki, P., Hyvonen, H., Kotilunoto, P., Serén, T., Kuronen, A., Heikkinen, S., Kosunen, A., Auterinen, I., *Boron neutron capture therapy (BNCT) in Finland: Technological and physical prospects after 20 years of experiences*. Physica Medica, **29(3)**, 233–48, (2013). DOI:10.1016/j.ejmp.2012.04.008
- [18] Casal, M.R., Herrera, M.S., González, S.J., Minsky, D.M., *Computational dosimetry of a simulated combined standard X-Rays and BNCT treatment*. Applied Radiation and Isotopes, **69(12)**, 1826–9, (2011). DOI:10.1016/j.apradiso.2011.02.023
- [19] Durisi, E., Alikaniotis, K., Borla, O., Bragato, F., Costa, M., Giannini, G., Monti, V., Visca, L., Vivaldo, G., Zanini, A., *Design and simulation of an optimized e-linac based neutron source for BNCT research*. Applied Radiation and Isotopes, **106**, 63–7, (2015). DOI:10.1016/j.apradiso.2015.07.039

- [20] Pouryavi, M., Farhad Masoudi, S., Rahmani, F., *Radiation shielding design of BNCT treatment room for D-T neutron source*. Applied Radiation and Isotopes, **99**, 90–6, (2015). DOI:10.1016/j.apradiso.2015.02.016
- [21] Rahmani, F., Seifi, S., Tavakoli Anbaran, H., Ghasemi, F., *Design of photon converter and photoneutron target for high power electron accelerator based BNCT*. Applied Radiation and Isotopes, **106**, 45–8, (2015). DOI:10.1016/j.apradiso.2015.08.008
- [22] Kasesaz, Y., Rahmani, F., Khalafi, H., *Investigation on the reflector/moderator geometry and its effect on the neutron beam design in BNCT*. Applied Radiation and Isotopes, **106**, 34–7, (2015). DOI:10.1016/j.apradiso.2015.08.012
- [23] Kasesaz, Y., Khalafi, H., Rahmani, F., Ezati, A., Keyvani, M., Hossnirokh, A., Shamami, M.A., Monshizadeh, M., *A feasibility study of the Tehran research reactor as a neutron source for BNCT*. Applied Radiation and Isotopes, **90**, 132–7, (2014). DOI:10.1016/j.apradiso.2014.03.028
- [24] Sauerwein, W., Zurlo, A., *The EORTC Boron Neutron Capture Therapy (BNCT) Group*. European Journal of Cancer, **38**, 31–4, (2002). DOI:10.1016/S0959-8049(01)00452-X
- [25] Adib, M., Habib, N., Bashter, I.I., El-Mesiry, M.S., Mansy, M.S., *Simulation study of accelerator based quasi-mono-energetic Epithermal neutron beams for BNCT*. Applied Radiation and Isotopes, **107**, 98-102, (2015). DOI:10.1016/j.apradiso.2015.10.003
- [26] Monshizadeh, M., Kasesaz, Y., Khalafi, H., Hamidi, S., *MCNP design of thermal and epithermal neutron beam for BNCT at the Isfahan MNSR*. Progress in Nuclear Energy, **83**, 427–32, (2015). DOI:10.1016/j.pnucene.2015.05.004
- [27] Rätty, A., Lavonen, T., Leskinen, A., Likonen, J., Postolache, C., Fugaru, V., Bubueanu, G., Lungu, C., Bucsa, A., *Characterization measurements of fluential and graphite in FiRI TRIGA research reactor decommissioning waste*. Nuclear Engineering and Design, **353**, 110198, (2019). DOI:10.1016/j.nucengdes.2019.110198

- [28] Jiang, S.H., Hsueh Liu, Y.W., Chou, F.I., Liu, H.M., Peir, J.J., Liu, Y.H., Huang, Y.S., Wang, L.W., Chen, Y.W., Yen, S.H., Wu., Y.H., Liu, C.S., Lee, J.C., Chang, C.W., Wang, S.J., Huang, W.S., Kai, J.K., *The overview and prospects of BNCT facility at Tsing Hua Open-pool reactor*. Applied Radiation and Isotopes, **161**, 109143, (2020). DOI:10.1016/j.apradiso.2020.109143
- [29] Shaaban, I., Albarhoum, M., *Design calculation of an epithermal neutronic beam for BNCT at the Syrian MNSR using the MCNP4C code*. Progress in Nuclear Energy, **78**, 297–302, (2015). DOI:10.1016/j.pnucene.2014.10.005
- [30] Mokhtari, J., Faghihi, F., Khorsandi, J., Hadad, K., *Conceptual design study of the low power and LEU medical reactor for BNCT using in-tank fission converter to increase epithermal flux*. Progress in Nuclear Energy, **95**, 70–7, (2017). DOI:10.1016/j.pnucene.2016.11.014
- [31] Mokhtari, J., Faghihi, F., Choopan Dastjerdi, M.H., Khorsandi, J., *Neutronic feasibility study of using a multipurpose MNSR for BNCT, NR, and NAA*. Applied Radiation and Isotopes, **161**, 109147, (2020). DOI:10.1016/j.apradiso.2020.109147
- [32] Vega-Carrillo, H.R., Hernández-Dávila, V.M., Aguilar, F., Paredes, L., Rivera, T., *Neutron spectra at two beam ports of a TRIGA Mark III reactor loaded with HEU fuel*. Applied Radiation and Isotopes, **83**, 252–5, (2014). DOI:10.1016/j.apradiso.2013.04.008
- [33] Darda, S.A., Soliman, A.Y., Aljohani, M.S., Xoubi, N., *Technical feasibility study of BAEC TRIGA reactor (BTRR) as a neutron source for BNCT using OpenMC Monte Carlo code*. Progress in Nuclear Energy, **126**, 103418, (2020). DOI:10.1016/j.pnucene.2020.103418
- [34] Nagels, S., Hampel, G., Kratz, J.V., Aguilar, A.L., Minouchehr, S., Otto, G., Schmidberger, H., Schutz, C., Vogtlander, L., Wortmann, B., *Determination of the irradiation field at the research reactor TRIGA Mainz for BNCT*. Applied Radiation and Isotopes, **67**, 242–6, (2009).

- [35] Bortolussi, S., Protti, N., Ferrari, M., Postuma, I., Fatemi, S., Prata, M., Baillarini, F., Carante, M.P., Farias, R., González, S.J., Marrale, M., Gallo, S., Bartolotta, A., Lacoviello, G., Nigg, D., Altieri, S., *Neutron flux and gamma dose measurement in the BNCT irradiation facility at the TRIGA reactor of the University of Pavia*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, **414**, 113–20, (2018). DOI:10.1016/j.nimb.2017.10.023
- [36] IAEA, *Current Status of Neutron Capture Therapy*. Vienna. International Atomic Energy Agency. Vienna. (2001).
- [37] Lamarsh, J.R., Baratta, A.J. *Introduction to Nuclear Engineering*. Prentice Hall Upper Saddle River, NJ; (2001).
- [38] Tsoulfanidis, N., *Measurement and Detection of Radiation*. CRC press; (2010).
- [39] Guzman-Garcia K.A., Mendez-Villafañe R., Vega-Carrillo H.R., *Neutron field characteristics of CIEMAT's Neutron Standards Laboratory*. Applied Radiation and Isotopes, **100**, 84–90, (2015). DOI:10.1016/j.apradiso.2014.10.028
- [40] Knoll, G.F., *Radiation Detection and Measurement*. John Wiley & Sons, (1988).
- [41] Morcos, H.N., Naguib, K., *Production of optimal epithermal neutron beams for BNCT*. SOP Transactions on Applied Physics, **1(2)**, 7–13, (2014).
- [42] Harling, O.K., *Fission reactor based epithermal neutron irradiation facilities for routine clinical application in BNCT—Hatanaka memorial lecture*. Applied Radiation and Isotopes, **67(7–8)**, S7–S11, (2009). DOI:10.1016/j.apradiso.2009.03.095
- [43] Moss, R.L., Aizawa, O., Beynon, D., Brugger, R., Constantine, G., Harling, O., Liu, H.B., Watkins, P., *The requirements and development of neutron beams for neutron capture therapy of brain cancer*. Journal of Neuro-Oncology, **33(1–2)**, 27–40, (1997). DOI:10.1023/A:1005704911264

- [44] Trivillin, V.A., Heber, E.M., Nigg, D.W., Itoiz, M.E., Calzetta, O., Blaumann, H., Longhino, J., Schwint, A.E., *Therapeutic success of boron neutron capture therapy (BNCT) mediated by a chemically non-selective boron agent in an experimental model of oral cancer: a new paradigm in BNCT radiobiology*. Radiation Research, **166**(2), 387–96, (2006). DOI:10.1667/RR3592.1
- [45] Barth, R.F., Vicente, M.G., Harling, O.K., Kiger III, W.S., Riley, K.J., Binns, P.J., Wagner, F.M., Suzuki, M., Aihara, T., Kato, I., Kawabata, S., *Current status of boron neutron capture therapy of high grade gliomas and recurrent head and neck cancer*. Radiation Oncology, **7**(1), 146–66, (2012).
- [46] Adib, M., Habib, N., Bashter, I.I., Morcos, H.N., El-Mesiry, M.S., Mansy, M.S., *Characteristics of poly- and mono-crystalline BeO and SiO₂ as thermal and cold neutron filters*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, **358**, 98–104, (2015). DOI:10.1016/j.nimb.2015.06.001
- [47] Aihara, T., Morita, N., Kamitani, N., Kumada, H., Ono, K., Hiratsuka, J., Harada, T., *BNCT for advanced or recurrent head and neck cancer*. Applied Radiation and Isotopes, **88**, 12–5, (2014). DOI:10.1016/j.apradiso.2014.04.007
- [48] Iguchi, Y., Michiue, H., Kitamatsu, M., Hayashi, Y., Takenaka, F., Nishiki, T., Matsui, H., *Tumor-specific delivery of BSH-3R for boron neutron capture therapy and positron emission tomography imaging in a mouse brain tumor model*. Biomaterials, **56**, 10–7, (2015). DOI:10.1016/j.biomaterials.2015.03.061
- [49] Yasui, L., Kroc, T., Gladden, S., Andorf, C., Bux, S., Hosmane, N., *Boron neutron capture in prostate cancer cells*. Applied Radiation and Isotopes, **70**(1), 6–12, (2012). DOI:10.1016/j.apradiso.2011.07.001
- [50] Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. *Instalaciones experimentales externas, Reactor nuclear*, (2020). http://www.inin.gob.mx/mini_sitios/tercer_plano.cfm?cve_area=RN&codigo_opc=400009017

- [51] Aguilar-Hernández, F., *Mexican TRIGA Mark-III Reactor*. 1-25, (2012). <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/SupplementaryMaterials/D482/LatinAmericaAndTheCaribbean.pdf>
- [52] Hawthorne, M.F., Shelly, K., Wiersema, R.J., *Frontiers in Neutron Capture Therapy*. Springer; (2013).
- [53] Balcazar, M., Delfin, A., Camacho, M.E., Mazon, R., Tavera, L., Piña, G., *Neutron Spectra Profile in Beam Ports of a TRIGA Mark III Experimental Reactor*. Nuclear Tracks and Radiation Measurements, **22(1-4)**, 643-6, (1993). DOI:10.1016/0969-8078(93)90147-V
- [54] Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. *Reactor TRIGA Mark III*. (2020). <https://www.gob.mx/inin/acciones-y-programas/reactor-triga-mark-iii-73351>.
- [55] Nifenecker, H., David, S., Loiseaux, J.M., Meplan, O., *Basics of accelerator driven subcritical reactors*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, **463(3)**, 428-67, (2001). DOI:10.1016/S0168-9002(01)00160-7
- [56] Shahbunder, H., Pyeon, C.H., Misawa, T., Lim, J.Y., Shiroya, S., *Subcritical multiplication factor and source efficiency in accelerator-driven system*. Annals of Nuclear Energy, **37(9)**, 1214-22, (2010). DOI:10.1016/j.anucene.2010.04.010
- [57] Vega-Carrillo, H.R., Esparza-Garcia, I.R., Sanchez, A., *Features of a Subcritical Nuclear Reactor*. Annals of Nuclear Energy, **75**, 101-6, (2015). DOI:10.1016/j.anucene.2014.08.006
- [58] Vega-Carrillo, H.R., *Teoría de Reactores Nucleares: Reactor Nuclear Subcrítico*. Saarbrücken, Germany. Editorial Académica Española; (2012).
- [59] Vu, T.M., Fujii, T., Wada, K., Kojima, T., Kitada, T., Takaki, N., Yamaguchi, A., Watanabe, H., Unesaki, H., *Accuracy of Thorium Cross Section of JENDL-4.0 Library in Thorium Based Fuel Core Evaluation*. Annals of Nuclear Energy, **57**, 173-8, (2013). DOI:10.1016/j.anucene.2013.01.056

- [60] Yanch, J.C., *Current status of Neutron Capture Therapy in the United States*. Radiotherapy and Oncology, **37**, S35, (1995). DOI:10.1016/0167-8140(96)80564-0
- [61] Kasesaz, Y., Khalafi, H., Rahmani, F., Ezzati, A., Keyvani, M., Hosnrirokh, A., Shamami, M.A., Amini, S., *Design and Construction of a Thermal Neutron Beam for BNCT at Tehran Research Reactor*. Applied Radiation and Isotopes, **94**, 149–51, (2014). DOI:10.1016/j.apradiso.2014.08.004
- [62] Vega-Carrillo, H.R., Martinez-Ovalle, S.A., *Few groups neutron spectra, and dosimetric features, of isotopic neutron sources*. Applied Radiation and Isotopes, **117**, 42–50, (2016). DOI:10.1016/j.apradiso.2016.03.027
- [63] Vega-Carrillo, H.R., Hernandez-Davila, V.M., Rivera, T., Sánchez, A., *Nuclear and dosimetric features of an isotopic neutron source*, Radiation Physics and Chemistry, **95**, 122-124. (2014). DOI: 10.1016/j.radphyschem.2013.05.001
- [64] ICRP, *Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60*. ICRP Publication 119. Annals of the ICRP, **41**, 1-130, (2012).
- [65] Frame, P.W., *A history of radiation detection instrumentation*. Health Physics, **87**(2), 111–35, (2004). DOI:10.1097/00004032-200408000-00001
- [66] CNSNS. *Reglamento General de Seguridad Radiológica*. México. Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias. p. 60, (1988).
- [67] Ubeda de la C, C., Nocetti, G.D., Inzulza, C.A., Oyarzún, C.C., Alarcón E.R., *Magnitudes y Unidades para Dosimetría del Personal Ocupacionalmente Expuesto en Radiodiagnóstico e Intervencionismo*. Revista Chilena de Radiología, **24**(1), 5–11, (2018). DOI:10.4067/S0717-93082018000100005
- [68] Cember, H., Johnson, T.E., *Introduction to Health Physics*. Fourth edition. The McGraw-Hill. p. 888 (1976).
- [69] Dietze, G., Menzel, H.G., *Aspects of ICRP 60 and ICRU 47 Relevant to Individual Monitoring of External Exposure*. Radiation Protection Dosimetry, **54**(3–4), 167–73, (1994). DOI:10.1093/oxfordjournals.rpd.a082331

- [70] Wang, J.N., Lee, K.W., Jiang, S.H., *Effective Dose Evaluation for BNCT Brain Tumor Treatment Based on Voxel Phantoms*. Applied Radiation and Isotopes, **88**, 55-58, (2014). DOI:10.1016/j.apradiso.2013.12.012
- [71] Zasneda, S., Widita, R., Su'ud, Z., Waris, A., *Boron Neutron Capture Therapy (BNCT) Dose Calculation Using Geometrical Factors Spherical Interface for Glioblastoma Multiforme*. AIP Conference Proceedings. American Institute of Physics; p. 163–7, (2010). DOI:10.1063/1.3462755
- [72] Dunn, W.L., Shultis, J.K., *Exploring Monte Carlo methods*. Elsevier. (2011).
- [73] Cărbureanu, M., *The calculation of the integrals using the Monte Carlo method*. Buletinul, **58(1)**, 65-72, (2006).
- [74] Shonkwiler, R.W., Mendivil, F., *Explorations in Monte Carlo Methods*. Springer, New York, NY. (2009).
- [75] Vega-Carrillo, H.R., *El Método Monte Carlo, Documento: UaEN/07/MC/01290914, Universidad Autónoma de Zacatecas*. (2014).
- [76] Booth, T.E., *Common misconceptions in Monte Carlo particle transport*. Applied Radiation and Isotopes, **70(7)**, 1042–51, (2012). DOI:10.1016/j.apradiso.2011.11.037
- [77] Willert, J., Kelley, C.T., Knoll, D.A., Park, H., *Hybrid Deterministic/Monte Carlo Neutronics*. SIAM Journal on Scientific Computing, **35(5)**, S62–83, (2013). DOI:10.1137/120880021
- [78] Garcia-Reyna, M.G., Vega-Carrillo, H.R., Vazquez-Bañuelos, J., Torres-Cortes, C.O., Campillo-Rivera, G.E., Marquez-Mata, C.A., *Prompt gamma-rays in three H-rich moderators exposed to neutrons*. Progress in Nuclear Energy, **137**, 103789, (2021). DOI: 10.1016/j.pnucene.2021.103789
- [79] Landau, D.P., Binder, K., *A Guide to Monte-Carlo Simulation in Statical Physics*. Third Edition. Cambridge University Press, New York; p. 489, (2009).

- [80] Forster, R.A., Cox, L.J., Barrett, R.F., Booth, T.E., Briesmeister, J.F., Brown, F.B., Bull, J.S., Geisler, G.C., Goorley, J.T., Mosteller, R.D., Post, S.E., Prael, R.E., Selcow, E.C., Sood, A., *MCNPTM Version 5*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B, **213**, 82–6, (2004). DOI:10.1016/S0168-583X(03)01538-6
- [81] Gudowski, W., Arzhanov, V., Broeders, C., Broeders, I., Cetnar, J., Cummings, R., Ericsson, M., Fogelbert, B., Guadard, C., Koning, A., Landeyro, P., Magill, J., Pazsit, I., Peerani, P., Phlippen, P., Piontek, M., Ramstöm, E., Ravetto, P., Ritter, G., Shubin, Y., Soubiale, S., Toccoli, C., Valade, M., Wallenius, J., Youinou, G., *Review of the European project - Impact of Accelerator-Based Technologies on nuclear fission safety (IABAT)*. Progress in Nuclear Energy, **38(1–2)**, 135–51, (2001). DOI:10.1016/S0149-1970(00)00099-8
- [82] Kirk, B.L., *Overview of Monte Carlo radiation transport codes*. Radiation Measurements, **45(10)**, 1318–22, (2010). DOI:10.1016/j.radmeas.2010.05.037
- [83] Bauer, W.F., *The Monte Carlo Method*. Journal of the Society for Industrial and Applied Mathematics, **6(4)**, 17–22, (1958). DOI:10.1142/9789814503020_0003
- [84] Briesmeister, J.F., *MCNPTM – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*. Los Alamos National Laboratory. (2000).
- [85] Siegel, A., Smith, K., Fischer, P., Mahadevan, V., *Analysis of communication costs for domain decomposed Monte Carlo methods in nuclear reactor analysis*. Journal of Computational Physics, **231(8)**, 3119–25, (2012). DOI:10.1016/j.jcp.2011.12.014
- [86] McConn, R.J., Gesh, C.J., Pagh, R.T., Rucker, R.A., Williams III, R., *Compendium of material composition data for radiation transport modeling*. Pacific Northwest National Laboratory (PNNL). Richland, WA. (2011).
- [87] Guan, X., Manabe, M., Tamaki, S., Liu, S., Sato, F., Murata, I., Wang, T., *Experimental study on the performance of an epithermal neutron flux monitor for BNCT*. Applied Radiation and Isotopes, **113**, 28–32, (2016). DOI:10.1016/j.apradiso.2016.04.003

- [88] Pelowitz, D.B., *MCNP6 User's Manual. Version 1.0*. Report LA-CP-13-00634, Rev. 0, Los Alamos National Laboratory, USA; (2013).
- [89] International Commission on Radiological Protection. *ICRP Publication 74: Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation* Annals of the ICRP, **23(3-4)**, (1996).
- [90] Kasesaz, Y., Khalafi, H., Rahmani, F., *Design of an epithermal neutron beam for BNCT in thermal column of Tehran research reactor*. Annals of Nuclear Energy, **68**, 234–8, (2014). DOI:10.1016/j.anucene.2014.01.014
- [91] Snoj, L., Žerovnik, G., Trkov, A., *Computational analysis of irradiation facilities at the JSI TRIGA reactor*. Applied Radiation and Isotopes, **70(3)**, 483–8, (2012). DOI:10.1016/j.apradiso.2011.11.042

CURRÍCULUM VITAE

Nombre: Diego Medina Castro

Fecha de Nacimiento: 13 de enero de 1980.

Lugar de Nacimiento: Jerez de García Salinas, Zac.

CURP: MECD800113HZSDSG08

Domicilio:

Av. Baja Velocidad Km 60.5
Colonia: Santa Ana Tlapaltitlán, Toluca
Estado de México, México.



Teléfono celular: 7291825161

Buzón electrónico: dmedina_c@hotmail.com

Estado Civil: Casado

ESTUDIOS

Primaria: Escuela “**Candelario Huizar**”, Jerez, Zac. Periodo de 1986 a 1992, Certificado de Primaria.

Secundaria: Secundaria “**Ramón López Velarde**”, Jerez, Zac. Periodo de 1992 a 1995, Certificado de Secundaria.

Preparatoria: “**Francisco García Salinas**”, Jerez, Zacatecas. Periodo de 1995 a 1998. Certificado de Preparatoria.

Profesional: “**Instituto Tecnológico de Zacatecas**” Carrera trunca de Arquitectura. Zacatecas, Zac. Periodo de 1998 a 2000

Profesional: “**Universidad Autónoma de Zacatecas**”, Unidad Académica de Física, Licenciatura en Física, Zacatecas, Zac. Periodo de 2001 a 2008, Cédula Profesional: **5903919**

Postgrado: “**Universidad Autónoma de Zacatecas**”, Maestría en Ciencias Nucleares con especialidad en **Ingeniería Nuclear**, Zacatecas, Zac. Periodo de 2013 a 2015

EXPERIENCIA LABORAL

INEA como asesor de personas adultas para que terminaran su secundaria, en el periodo 2006-2007. (13 meses)

Docente en nivel de secundaria y preparatoria en el Instituto Maxwell (Jerez, Zacatecas) de enero de 2010 hasta junio de 2013. Impartiendo clases en:

- A nivel Secundaria: Matemáticas, Física y Taller de Electrónica.
- A nivel Preparatoria: Matemáticas, Física y Probabilidad y Estadística.

Jefe del Departamento de Física en el **Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares**, en Ocoyoacac, Estado de México, desde octubre de 2016 a la fecha.

CURSOS EXTRACURRICULARES

Curso taller: *Liderazgo y planeación estratégica*. 11 de junio del 2011.

Curso taller “Prácticas en el Reactor TRIGA Mark III” en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. Del 26 al 30 de mayo de 2014.

Curso-taller "*Blindaje y dosimetría de equipos de rayos X para odontología*". Universidad Autónoma de Zacatecas. 17 de junio al 5 de julio del 2014.

Seminario *Fast Reactors*. Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. 29 junio al 3 de julio del 2014.

Curso taller *Introducción a los Métodos Monte Carlo y al código MCNP*. Universidad Autónoma de Zacatecas. 15 al 21 de abril del 2015.

Curso taller *Curso Básico de MCNP*. Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. Octubre 2018 a marzo 2019.

ESTANCIAS DE INVESTIGACIÓN

Estancia de investigación del 31 de enero al 2 de marzo del 2015, en el Departamento de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid, Madrid, España.

PRODUCTIVIDAD CIENTÍFICA

Trabajos Presentados en Congresos

1. **Medina-Castro D.**, Soto-Bernal T.G. & Vega-Carrillo H.R., *Espectros de neutrones epitérmicos producidos en uno de los haces radiales de un reactor nuclear TRIGA Mark III*. XXI International Symposium on Solid State Dosimetry (ISSSD 2021), Online. 27 de septiembre al 1 de octubre 2021.
2. **Medina-Castro D.**, Soto-Bernal T.G, Baltazar-Raigosa A, Delfín-Loya A., Vega-Carrillo H.R., *Espectros de neutrones y $H^*(10)$ en los haces radiales del Reactor Triga Mark III*. XIX International Symposium on Solid State Dosimetry (ISSSD 2019). 7-11 octubre 2019, Zacatecas, México.
3. **Medina-Castro D.**, Hernández-Adame P., Letechipía de León C., Vega-Carrillo H. R., *Diseño de un Reactor Nuclear Subcrítico Heterogéneo con Sales Fundidas a Base de Torio*. XXVI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana/XIV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, Puerto Vallarta, Jalisco, México, del 5 al 8 de Julio de 2015.
4. **Medina-Castro D.**, Hernández-Adame P.L., Hernández-Dávila V.M., Sajo-Bohus L., Vega-Carrillo HR., *Diseño de un reactor nuclear subcrítico heterogéneo con sales fundidas a base de torio*. XV International Symposium on Solid State Dosimetry (ISSSD 2015), 26–30 septiembre 2015, León, México.
5. Hernández-Adame, P.L., **Medina-Castro, D.**, Delgado-Hernández, C.E., Vega-Carrillo, H.R. (2015). *Diseño Monte Carlo de un sistema para la detección de materiales explosivos y análisis de la dosis*. XV International Symposium on Solid State Dosimetry (ISSSD 2015). 26 al 30 de septiembre de 2015, León, Gto. México.
6. **Medina-Castro D.**, Sajo-Bohus L., Hernández-Adame P.L., Rodríguez-Ibarra J.L., Letechipía-de León C., Vega-Carrillo H. R., *Diseño de un reactor nuclear subcrítico a base de torio*. 16° Seminario de Investigación. 23 al 25 de junio de 2015, Aguascalientes, Ags., México.
7. Hernández-Adame P.L., **Medina-Castro D.**, Rodríguez-Ibarra J.L., Salas –Luévano M.A., Vega-Carrillo H. R., *Sistema para la detección de explosivos mediante neutrones*. 16° Seminario de Investigación. 23 al 25 de junio de 2015, Aguascalientes, Ags., México.

- Hernández-Adame P.L., **Medina-Castro D.**, Delgado-Hernández C.E., Vega-Carrillo H.R., *Coeficiente de atenuación de la cantera y del vidrio*. 15° Seminario de Investigación. 19 al 21 de mayo de 2014, Aguascalientes, Ags., México.

ARTÍCULOS Publicados en Revistas Indizadas

- Medina-Castro, D.**, Vega-Carrillo, H. R., Galicia-Aragón, J., Soto-Bernal, T. G. & Baltazar-Raigosa, A. (2022). *Beam port filters in a TRIGA Mark III nuclear reactor to produce epithermal neutrons for BNCT*. Applied Radiation and Isotopes, **179**, 110018.
- Vega-Carrillo, H. R., Singh, V. P., Escobedo-Galván, C. R., **Medina-Castro D.**, Ortiz Hernández, A. A., Rivera-Montalvo, T. & Martínez-Ovalle S. A. (2019). *Mini Subcritical nuclear reactor*. Journal of Nuclear Physics, Material Sciences, Radiation and Applications, **6(2)**, 179–85.
- Soto-Bernal, T. G., Baltazar-Raigosa, A., **Medina-Castro, D.** & Vega-Carrillo, H. R. (2018). *Neutron production in the interaction of 12 and 18 MeV electrons with a scattering foil inside a simple LINAC head*. Applied Radiation and Isotopes, **139**, 46-52.
- Soto-Bernal, T. G., Baltazar-Raigosa, A., **Medina-Castro, D.** & Vega-Carrillo, H. R. (2017). *Neutron production during the interaction of monoenergetic electrons with a Tungsten foil in the radiotherapeutic energy range*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, **868**, 27-38.
- Medina-Castro, D.**, Hernández-Adame, P. L., de León, C. L., Sajo-Bohus, L. & Vega-Carrillo, H. R. (2016). *Designing a heterogeneous subcritical nuclear reactor with thorium-based fuel*. Annals of Nuclear Energy, **96**, 455-458.
- Hernández-Adame, P. L., **Medina-Castro, D.**, Rodríguez-Ibarra, J. L., Salas-Luevano, M. A. & Vega-Carrillo, H. R. (2016). *Design of an explosive detection system using Monte Carlo method*. Applied Radiation and Isotopes, **117**, 27-31.

ARTÍCULOS *In-Extenso* Publicados

1. Hernández-Adame P. L., **Medina-Castro D.**, Delgado-Hernández C. E. & Vega-Carrillo H. R. (2014). *Coefficiente de atenuación de la cantera y del vidrio*. Memoria de resúmenes del 15° Seminario de Investigación. Pp. 254-257. Universidad Autónoma de Aguascalientes.
2. **Medina-Castro D.**, Hernández-Adame P., Letechipía de León C. y Vega-Carrillo H. R. (2015). *Diseño de un reactor nuclear subcrítico heterogéneo con sales fundidas a base de Torio*. Memorias del XXVI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana/XIV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica. Pp. 1-12.
3. **Medina-Castro D.**, Hernández-Adame P. L., Hernández-Dávila V. M., Sajo-Bohus L. & Vega-Carrillo H. R. (2015). *Diseño de un reactor nuclear subcrítico heterogéneo con sales fundidas a base de torio*. ISSSD 2015 Proceedings: 144-161. Disponible en línea en el International Nuclear Information System (INIS) de la International Atomic Energy Agency (IAEA): https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:47020849
4. **Medina-Castro D.**, Letechipía-de León, C. & Vega-Carrillo H.R. (2016). *Modulación del espectro de neutrones para TCNB*. Memorias del XXVII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana/XV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica. 8 págs.
5. Soto-Bernal T. G., **Medina-Castro D.**, Baltazar-Raigosa A. & Vega-Carrillo H. R. (2016). *Producción de neutrones durante la interacción de electrones monoenergéticos con un blanco delgado de Tungsteno*. ISSSD 2016 Proceedings, **Vol. 1**: 36-66. Disponible en línea en el International Nuclear Information System (INIS) de la International Atomic Energy Agency (IAEA): https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/47/127/47127059.pdf
6. **Medina-Castro D.**, Baltazar-Raigosa A., Soto-Bernal T.G., Vega-Carrillo H.R. (2016). *Espectro de neutrones para Terapia por Captura de neutrones en Boro*. ISSSD 2016 Proceedings, **Vol. 1**: 67-79. Disponible en línea en el International Nuclear Information System (INIS) del International Atomic Energy Agency (IAEA): https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/47/127/47127060.pdf

7. Soto-Bernal T. G., Baltazar-Raigosa A., **Medina-Castro D.** & Vega-Carrillo H. R. (2017). *Producción de neutrones en la interacción de electrones con una laminilla dispersora*. ISSSD 2017 Proceedings, **Vol. 1**: 33-45. Disponible en línea en el International Nuclear Information System (INIS) del International Atomic Energy Agency (IAEA): https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/49/042/49042198.pdf

8. Baltazar-Raigosa A., Soto-Bernal T. G., **Medina-Castro D.**, Vega-Carrillo H. R., Ortiz-Rodríguez, J. M., Solís-Sánchez, L. O. & Castañeda Miranda R. (2017). *Matriz respuesta de volúmenes regulares de moderador con detector de ^3He mediante métodos Monte Carlo*. ISSSD 2017 Proceedings, **Vol. 1**: 139-146. Disponible en línea en el International Nuclear Information System (INIS) del International Atomic Energy Agency (IAEA): https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/49/042/49042205.pdf

Libros y Capítulos en Libro

1. Soto-Bernal, T. G., **Medina-Castro D.**, Baltazar-Raigosa A, & Vega-Carrillo, H. R. (2021). Chapter 8: *Neutron production in radiotherapy treatment with monoenergetic electrons and patient received dose*. Published in: Singh V.P., Vega-Carrillo H.R. & Mann K.S. (Editors). “A CLOSER LOOK AT NEUTRONS IN NUCLEAR AND RADIOLOGICAL ENGINEERING”. Pp. 153-168. Editorial Nova Science Publishers, New York, USA. (ISBN: 978-1-53619-405-0).

2. Vega-Carrillo H. R., **Medina-Castro D.**, & Sajó-Bohus L. (2017). “*REACTOR NUCLEAR SUBCRÍTICO CON SALES FUNDIDAS A BASE DE TORIO: DISEÑO MONTE CARLO*”. Editorial Académica Española. Saarbrücken, Germany. (ISBN 978-3-330-09962-3).

3. Vega-Carrillo H. R., Hernández-Adame P.L. & **Medina-Castro D.** (2016). “*DETECCIÓN DE EXPLOSIVOS MEDIANTE NEUTRONES: CASO RDX*”. Editorial Académica Española. Saarbrücken, Germany (ISBN: 978-3-639-74534-4).