UNIVERSIDAD
NACIONAL
DE COLOMBIA

Evaluación de la eficiencia del autoblindaje de un ciclotrón Eclipse HP mediante la medición de la radiación mixta producida.

Eduar Antonio Landazuri Idrobo

Universidad Nacional de Colombia
Facultad de Ciencias, Departamento de Física
Bogotá D, C., Colombia
2024

Evaluación de la eficiencia del autoblindaje de un ciclotrón Eclipse HP mediante la medición de la radiación mixta producida

Eduar Antonio Landazuri Idrobo

Trabajo de grado presentado como requisito parcial para optar al título de:

Magister en Física Médica

Directora:

Dr Sc Andrea Johana Abril Fajardo

Codirector:

PhD Miguel Ángel Ávila Rodríguez

Universidad Nacional de Colombia

Facultad de Ciencias, Departamento de Física

Bogotá D, C., Colombia

Evaluation of the self-shielding efficiency of an Eclipse HP cyclotron through the measurement of the produced mixed radiation

Eduar Antonio Landazuri Idrobo

Master's Thesis

Medical Physics

National University of Colombia
Faculty of Basic Sciences
School of Physics
Bogot´a D.C., Colombia
2025

Nota de aval

Aprobado por el comité de director y codirector en cumplimiento a los requisitos exigidos por la Universidad Nacional de Colombia para la presentación del Trabajo Final de la Maestría en Física Médica.

Dr Sc. Andrea Johana Abril Fajardo
Director

PhD Miguel Ángel Ávila Rodríguez
Codirector

Dedicatoria

Dedico este trabajo a mi hijo, **Juan Diego.** Es un reflejo de mis esfuerzos y dedicación, pero, sobre todo, es un testimonio del amor que te tengo. Espero que, al verlo, encuentres inspiración para perseguir tus propios sueños y metas, recordando siempre que, con perseverancia y corazón, todo es posible. Nunca dudes que estaré a tu lado, apoyándote en cada paso del camino, alentándote a ser la gran persona que sé que puedes llegar a ser.

Con todo mi amor

Declaración de obra original

Yo declaro lo siguiente:

He leído el Acuerdo 035 de 2003 del Consejo Académico de la Universidad Nacional. «Reglamento sobre propiedad intelectual» y la Normatividad Nacional relacionada al respeto de los derechos de autor. Esta disertación representa mi trabajo original, excepto donde he reconocido las ideas, las palabras, o materiales de otros autores.

Cuando se han presentado ideas o palabras de otros autores en esta disertación, he realizado su respectivo reconocimiento aplicando correctamente los esquemas de citas y referencias bibliográficas en el estilo requerido.

He obtenido el permiso del autor o editor para incluir cualquier material con derechos de autor (por ejemplo, tablas, figuras, instrumentos de encuesta o grandes porciones de texto).

Por último, he sometido esta disertación a la herramienta de integridad académica, definida por la universidad.

_____

Eduar Antonio Landazuri Idrobo

Agradecimientos

- Quiero agradecer especialmente a mi directora, la Dra. Sc. Andrea Johana Abril Fajardo, por compartirme su experiencia, su conocimiento y su tiempo. Sus valiosos comentarios, su gran apoyo y su paciencia han sido fundamentales en este proceso. De todo corazón, mil gracias. A mi codirector, el Doctor Miguel Ángel Ávila Rodríguez, por instruirme y aclarar mis dudas en la operación de ciclotrones, además de ayudarme a mejorar mi trabajo con sus observaciones y sugerencias. Le expreso mi admiración por ser un modelo a seguir en mi vida profesional. Al Instituto Nacional de Cancerología por la oportunidad de rotar en el servicio de Medicina Nuclear. A mi jefe, Javier Rada Lozano, y a todos mis compañeros del servicio de Radiofarmacia y Ciclotrón, por darme el tiempo y el espacio necesarios para adelantar mis estudios de maestría.
- Especialmente, agradezco a mis compañeros Carlos Pérez y Hernán Garzón por su apoyo en los procesos de llenado y calibración del detector HPGe, y por darme ánimo cuando más lo necesitaba. Al servicio de Radioterapia del INC por el préstamo de los TLDs, y al Grupo del Laboratorio Secundario De Calibración Dosimétrica por permitirme calibrar estos detectores en su laboratorio. También quiero expresar mi gratitud a Jeison Vivas, quien ha sido una guía constante y me ha acompañado desde mis inicios en la Radiofarmacia y en la maestría de Física Médica.
- Agradezco infinitamente a mi compañera de vida, Angie Natalia. No hay palabras suficientes para expresar mi gratitud por tu amor, apoyo y paciencia a lo largo de este camino. Tu comprensión y aliento incondicional fueron mi mayor fortaleza en los momentos más desafiantes. Este logro no hubiese sido posible sin ti a mi lado.
- A mi madre y a mi abuela, quienes ahora me guían desde el cielo. Su amor y enseñanzas han sido mi brújula en la vida, y aunque ya no estén físicamente aquí, siento su presencia en cada paso que doy. Y, por último, pero no menos importante, a mi hijo, Juan Diego. Eres mi mayor inspiración y mi razón de ser. Cada día, con tu sonrisa y tu energía, me das la fuerza para seguir adelante y cumplir mis metas. Este trabajo es un reflejo de todo lo que quiero enseñarte: que, con esfuerzo, dedicación y amor, todo es posible. Gracias por llenar mi vida de alegría y por ser mi mayor motivación en cada paso de este camino.

Resumen

El presente estudio evalúa la eficiencia del autoblindaje del ciclotrón Eclipse HP en relación con la radiación generada durante la producción de flúor-18 (^{18}F) mediante la reacción nuclear $^{18}O(p,n)^{18}F$. Dado que durante la operación de los ciclotrones para la producción de ^{18}F se emiten intensos campos de radiación de neutrones y rayos gamma, un blindaje adecuado es crucial para proteger a los operarios y cumplir con las normativas de seguridad radiológica. Se realizaron mediciones en una zona controlada del búnker del ciclotrón de la Radiofarmacia del Instituto Nacional de Cancerología, con el objetivo de verificar que los niveles de radiación se mantengan dentro de los límites establecidos por el fabricante.

Las herramientas de medición incluyeron dosímetros termoluminiscentes (TLD-MTS-N) y detectores Geiger Müller, encontrando que el segundo ofrece una mayor consistencia en las mediciones de radiación gamma. También se utilizó un detector de neutrones que demostró su efectividad en la evaluación de la exposición a neutrones, con resultados que indican tasas de dosis más altas cerca de los blancos de producción. A pesar de algunas variaciones en las mediciones, se comprobó que el autoblindaje del ciclotrón cumple con las regulaciones de seguridad, lo que minimiza la exposición al personal y al público.

La caracterización de productos de activación en las paredes del búnker reveló la presencia de ^{152}Eu y ^{134}Cs, la identificación de estos radionúclidos es fundamental para planificar futuros desmantelamientos del equipo. Además, la calibración de los detectores fue esencial para asegurar la precisión de los resultados, lo que permitió identificar posibles vías de producción de ciertos radionúclidos Este estudio proporciona información valiosa para optimizar la seguridad radiológica y mejorar las prácticas de desmantelamiento en instalaciones similares, destacando la importancia de un blindaje eficaz en la operación de ciclotrones.

Palabras clave: Autoblindaje, Ciclotrón Eclipse HP, Flúor-18 (^{18}F), Campos de radiación mixta, Seguridad radiológica, Desmantelamiento, Radiofarmacia.

Abstract

This study evaluates the efficiency of the self-shielding of the Eclipse HP cyclotron in relation to the radiation generated during the production of fluorine-18 (^{18}F) through the nuclear reaction $^{18}O(p,n)^{18}F$. Since intense neutron and gamma radiation fields are emitted during the operation of cyclotrons for ^{18}F production, proper shielding is crucial to protect operators and to comply with radiological safety regulations. Measurements were carried out in a controlled area of the cyclotron bunker at the National Cancer Institute's Radiofarmacia, with the aim of verifying that radiation levels remain within the limits established by the manufacturer.

The measuring tools included thermoluminescent dosimeters (TLD-MTS-N) and Geiger-Müller detectors, with the latter showing greater consistency in gamma radiation measurements. A neutron detector was also used, demonstrating its effectiveness in assessing neutron exposure, with results indicating higher dose rates near the production targets. Despite some variations in the measurements, it was confirmed that the cyclotron's self-shielding complies with safety regulations, minimizing exposure to both personnel and the public.

The characterization of activation products in the bunker walls revealed the presence of ^{152}Eu and ^{134}Cs. Identifying these radionuclides is essential for planning future equipment decommissioning. Additionally, detector calibration was essential to ensure the accuracy of the results, enabling the identification of potential production pathways for certain radionuclides. This study provides valuable information for optimizing radiological safety and improving decommissioning practices in similar facilities, highlighting the importance of effective shielding in cyclotron operations.

Keywords: Self-shielding, Eclipse HP cyclotron, Fluorine-18 (^{18}F), Mixed radiation fields, Radiological safety, Decommissioning, Radiopharmacy.

Contenido

Pág.

Resumen **9**

Abstract **10**

Lista de figuras **13**

Lista de tablas **16**

Introducción **19**

1 Objetivos **21**

1.1 Objetivo general 21
1.2 Objetivos específicos 21

2 Antecedentes **22**

3 Aspectos generales **25**

3.1 Principios físicos de un ciclotrón 25
3.2 Ciclotrón Eclipse HP 30
3.2.1 Flúor-18 (^{18}F) 31
3.2.2 Reacciones nucleares 33
3.2.2.1 Barrera de Coulomb 36
3.2.2.2 Energía umbral 36
3.2.3 Blindaje 37
3.3 Modelo de caja de Siemens 39
3.4 Dosimetría Termoluminiscente 40
3.4.1 Principio de la dosimetría por Termoluminiscencia 40
3.4.2 Tratamiento térmico 43
3.4.3 Lectura de TLD 43
3.5 Detectores Gaseosos 45
3.5.1 Cámara de ionización 45
3.5.2 Contador proporcional 46
3.5.3 Geiger Müller 46
3.6 Espectrometría gamma 47
3.6.1 Detector de germanio hiperpuro (HPGe) 48

4 Metodología **50**

4.1 Medición de radiación gamma 52
4.1.1 Cristales TLDs 53
4.1.1.1 Materiales 53
4.1.1.2 Selección de dosímetros Termoluminiscentes 58
4.1.1.3 Prueba de Reproducibilidad y homogeneidad 61
4.1.1.4 Calibración de dosímetros 63
4.1.1.5 Medición de la radiación gamma utilizando los TLDs 63
4.1.2 Sistema ROTEM 64
4.2 Medición de neutrones 65
4.3 Espectrometría gamma 67
4.3.1 Calibración del detector de germanio Hiperpuro (HPGe) 68
4.3.1.1 Calibración por energía 69
4.3.1.2 Calibración por FWHM 71

4.3.2 Obtención del espectro dentro del bunker del ciclotrón 74
5 Resultados y discusión. 77
5.1 Medición de la radiación mixta producida durante la producción de ^{18}F en el ciclotrón 77
5.1.1 Prueba de reproducibilidad y homogeneidad de los TLD(MTS-N) 78
5.1.2 Curva de calibración 80
5.1.3 Medición de fotones con TLD MTS-N 82
5.1.4 Medición de fotones con el sistema ROTEM 85
5.1.5 Medición de neutrones con detector Ludlum modelo 2241-4 90
5.1.6 Medición de la radiación mixta fuera del bunker 93
5.2 Espectrometría gamma 96
6 Conclusiones. 107
Bibliografía 109

Lista de figuras

Figura 3-1: Esquema de funcionamiento de un acelerador de partículas tipo ciclotrón, donde **(1)** es la fuente de iones, **(2)** bordes de los electrodos llamados “des o D’s”, **(3)** lamina delgada de carbono conocida como stripping foil. Imagen tomada de [11]..... 27
Figura 3-2: Bobina electromagnética**.** Imagen tomada de [11]..... 27
Figura 3-3: Simulación del campo magnético. Imagen tomada de [11]..... 28
Figura 3-4: El diagrama representa la fuerza que experimenta una partícula cargada positivamente con una velocidad a lo largo del eje Y en un campo magnético uniforme en eje Z. Imagen copia del autor 29
Figura 3-5: Ciclotrón Siemens modelo Eclipse HP. Imagen tomada de [11]. 31
Figura 3-6: Carrusel de blancos Eclipse HP. 32
Figura 3-7: Se muestra la interfaz del sistema del ciclotrón Eclipse HP, donde se aprecia los blancos disponibles para ser irradiados en las dos líneas de haz de protones posibles conocidas como “beam lines” 1 y 2. 32
Figura 3-8: Cavidad del blanco para ^{18}F. Tomado de [11]..... 33
Figura 3-9: En la imagen se muestran los blindajes del Ciclotrón Eclipse HP, destacando el ciclotrón ubicado entre los blindajes[11]. 38
Figura 3-10: Modelo de caja del ciclotrón Eclipse HP. Fuente: Imagen creada por el autor..... 39
Figura 3-11: Modelo sencillo para la termoluminiscencia mostrando la excitación por la radiación ionizante incidente, y los fenómenos de relajación (recombinación directa y emisión de luz) tras la estimulación mediante. Imagen tomada de [22] 41
Figura 3-12: Respuesta de TLD en función de la dosis absorbida. Tomado de [20]. 44
Figura 3-13: Circuito de funcionamiento de un detector gaseoso. Imagen tomada de [21] 45
Figura 3-14: Representación esquemática de un sistema de espectroscopia de rayos gamma con detector de HPGe. Tomado y modificado de [26]..... 49
Figura 4-1: Puntos a medir representados en un plano cartesiano, tomando como referencia el modelo de caja del ciclotrón Siemens HP ajustado a la infraestructura de la Radiofarmacia. La imagen es una modificación de [12]..... 51
Figura 4-2: Dosímetros TLD-MTS-N fabricados por RADCARD. Imagen tomada de [29] 53
Figura 4-3: Horno TLD Heat con capacidad de 3 bandejas de calentamiento. Imagen tomada de [29] 54
Figura 4-4: Irradiador G-10-1-12-20 del Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del Servicio Geológico Colombiano, imagen propia del autor. Además, se muestra el esquema de las diferentes componentes del irradiador [36]..... 55
Figura 4-5: Esquema de decaimiento del ^{137}Cs. Tomado de [30] 55
Figura 4-6: 1. Sistema Lector de TLD de la marca Thermo Scientific™ Harshaw TLD™ modelo 4500**. 2**.computador para visualizar. **3.** el generador de aire seco Harshaw Bicron Modelo 4488. Imagen propia del autor. 56
Figura 4-7: Porta dosímetros TLD marca: Harshaw, modelo: 8825 utilizado para la medición de la dosis equivalente producida por fotones gammas, donde se muestras los

diferentes filtros atenuadores de los que dispone y el posicionamiento del TLD dentro del chasis. Imagen propia del autor 57
Figura 4-8: Posicionamiento de los TLDs. Imagen propia del autor..... 59
Figura 4-9: Montaje experimental utilizado en la irradiación de los TLDs. Imagen propia del autor..... 59
Figura 4-10: Rampa de calentamiento utilizada y curva de brillo obtenida a partir de las lecturas de uno de los TLDs utilizados en este trabajo..... 60
Figura 4-11: Gráfica de PMT Noise obtenida a partir de las mediciones realizadas en este trabajo 61
Figura 4-12: Gráfica de Luz de referencia obtenida a partir de las mediciones realizadas en este trabajo 61
Figura 4-13: Posicionamiento del TLD sobre la pared del bunker. En color rojo se resaltan los distintos puntos seleccionados a medir. Imagen propia del autor..... 64
Figura 4-14: (A) Detector fijo tipo Geiger Müller de la marca ROTEM, modelo GM Medismarts GM-42 ubicado en el búnker de ciclotrón. **(B)** Ajuste del Geiger Müller ROTEM dentro una caja para su ubicación en los distintos puntos del bunker. Imagen propia del autor 65
Figura 4-15: medidor de neutrones portátil, Ludlum modelo 2241-4. Imagen propia del autor. 65
Figura 4-16: Se adapta el detector de neutrones Ludlum modelo 2241-4 y el Geiger Müller ROTEM sobre una mesa para permitir el desplazamiento de los equipos entre las coordenadas seleccionadas. Imagen propia del autor..... 66
Figura 4-17: (a) Detector HPGe (detector tipo-p) de la marca Baltic Scientific Instruments (BSI), modelo GCD-30180. **(b)**Configuración del detector incluyendo el criostato y el recipiente Dewar. La imagen de la izquierda es de autoría propia, mientras que la de la derecha fue tomada de [37]. 68
Figura 4-18: Lista de librería de radionúclidos de Spectraline, permite la búsqueda de los picos de energía del $^{152}\mathrm{Eu}$, $^{137}\mathrm{Cs}$ y $^{60}\mathrm{Co}$. La imagen fue tomada directamente de la interfaz del software. 70
Figura 4-19: Gráfica de la calibración por energía, obtenida en el Software Spectraline.71
Figura 4-20: Calibración por FWHM. La imagen fue tomada directamente de la interfaz del software SpectraLine GP 1.6..... 73
Figura 4-21: Aplicación de la calibración al espectro. La imagen fue tomada directamente de la interfaz del software SpectraLine GP 1.6..... 74
Figura 4-22: Medición del fondo radiactivo de la Radiofarmacia con el detector de HPGe fuera de su barril plomado..... 75
Figura 4-23: (A) Posición para la obtención de espectro gamma dentro del bunker del ciclotrón con el auto blindaje abierto. Y **(B)** con el autoblindaje cerrado..... 76
Figura 5-1: De la prueba de reproducibilidad se muestra la respuesta obtenida de un mismo dosímetro, del 1 al 39, bajo las mismas condiciones de irradiación. La línea horizontal naranja representa la mediana de los datos, mientras que la caja indica el rango intercuartil, que muestra la dispersión central de los valores medidos 79
Figura 5-2: De la prueba de homogeneidad se muestra en los puntos rojos y azules la respuesta de los 39 dosímetros irradiados en dos ocasiones. 80

Figura 5-3: Curva de calibración de los TLDs MTS-N, donde se muestra el valor de la carga promedio obtenida para las dosis equivalentes entre 10 μSv a 60 μSv. 81
Figura 5-4: Plano de contorno que representa la distribución de los resultados de la tasa de dosis equivalente producida durante la producción de ^{18}F y medidas con los TLDs MTS-N. 84
Figura 5-5: Plano de contorno representa la distribución de los resultados de la tasa de dosis equivalente gamma producida durante la producción de ^{18}F y medidas con el geiger Müller de la marca ROTEM 86
Figura 5-6: Comparación de los resultados de la tasa de dosis equivalente obtenida con los TLDs, el Geiger Müller-ROTEM y los datos dados por fabrica 88
Figura 5-7 Muestra la comparación del error porcentual entre los valores medidos con los detectores Geiger Müller-ROTEM y TLD-MTS-N respecto a los datos de fábrica..... 89
Figura 5-8: El plano de contorno representa la distribución del campo de radiación proveniente de los neutrones generados, medidos con el detector Ludlum modelo 2241-4 durante la producción de ^{18}F en cada blanco irradiado, operado de manera independiente 91
Figura 5-9: Comparación de la tasa de dosis equivalente obtenida con el detector Ludlum 2241-4 y los datos de fábrica. Los puntos azules representan los valores promedio medidos, con bigotes negros indicando su desviación estándar. Los puntos rojos corresponden a los valores de referencia del fabricante. 92
Figura 5-10. La imagen muestra la diferencia en el error porcentual entre los valores medidos de la tasa de dosis equivalente con el detector de neutrones Ludlum 2241-1 y los datos proporcionados por el fabricante del ciclotrón Eclipse HP en su modelo de caja 93
Figura 5-11: Se muestra el plano de la Radiofarmacia del INC y se especifica los puntos de medición fuera del bunker. 94
Figura 5-12: Espectro del fondo radiactivo de la Radiofarmacia 97
Figura 5-13: Obtención del espectro con el autoblindaje del ciclotrón abierto.....101
Figura 5-14. Comparación de los espectros medidos para el fondo de la Radiofarmacia y del bunker con el autoblindaje del ciclotrón abierto 102
Figura 5-15: Espectros medidos entre 0 keV y 400 keV 102
Figura 5-16. Espectros medidos entre 500 keV y 620 keV 103
Figura 5-17. Espectros medidos entre 1350 keV y 1500 keV 103
Figura 5-18: Radionúclidos presentes en las paredes del bunker del ciclotrón.....104
Figura 5-19: Comparación los espectros medidos cuando el autoblindaje se encuentra abierto y cerrado. 105
Figura 5-20: Espectros medidos entre $200\ keV$ y $350\ keV$. 106
Figura 5-21:Espectros medidos entre $520\ keV$ y $620\ keV$. 106
Figura 5-22: Espectros medidos entre 900 keV y 980 keV 106
Figura 5-23: Espectros medidos entre 1450 keV y 1475 keV 106

Lista de tablas

Tabla 3-1: Energía requerida de los protones para producción de radionúclidos.....26
Tabla 4-1: Coordenadas de (x,y,z) de los puntos seleccionados. 52
Tabla 5-1: Valores de incertidumbre porcentual por reproducibilidad para los TLDs que están dentro del rango de tolerancia del 5% 80
Tabla 5-2: Respuesta de los dosímetros irradiados a una corriente de operación del ciclotrón de 60µA durante 2 horas 83
Tabla 5-3: Tasa de dosis equivalente obtenido por el Geiger Müller de la marca ROTEM durante la operación del ciclotrón a corriente de 60µA.....87
Tabla 5-4: Tasa de dosis equivalente obtenido por detector Ludlum modelo 2241-4 durante la operación del ciclotrón a corriente de 60µA durante 2 horas. 91
Tabla 5-5: Tasa de dosis equivalente debida a neutrones y fotones gamma fuera del búnker del ciclotrón.....95
Tabla 5-6. Radionúclidos presentes en el fondo de la Radiofarmacia. 97
Tabla 5-7: Radionúclidos presentes en el bunker del ciclotrón con el autoblindaje del ciclotrón abierto.....101
Tabla 5-8: Radionúclidos presentes en el bunker del ciclotrón con el autoblindaje del ciclotrón cerrado. 104

Introducción

La tomografía por emisión de positrones (PET) es una técnica de imagenología médica que usa radionúclidos emisores de positrones unidos a moléculas específicas de interés biológico para obtener imágenes metabólicas o funcionales. Por ejemplo, una imagen tomada con este método puede representar la distribución espacio-temporal de ciertas propiedades tales como el metabolismo de glucosa, flujo de sangre o reproducción celular. Entonces un estudio PET puede ser utilizado para detectar tumores, localizar áreas del corazón afectadas por mal funcionamiento o identificar regiones del cerebro influenciadas por algún medicamento específico [1].

Los nucleídos emisores de positrones más idóneos para realizar estudios PET son los radionúclidos orgánicos: carbono-11, nitrógeno-13, oxígeno-15 y flúor-18. Mientras que los tres primeros son menormente utilizados en diagnósticos, debido a su corto período de semidesintegración que es inferior a 20 minutos, el $^{18}\mathrm{F}$ puede ser utilizado en estudios de larga duración y distribuido a otros centros PET que no dispongan de ciclotrón. Así, el ciclotrón se convierte en un elemento fundamental para un centro PET con un amplio programa de aplicación clínica y de investigación, siendo deseable disponer de un ciclotrón versátil, que permita obtener elevadas actividades de los diferentes radionúclidos de una forma efectiva.[2].

El $^{18}\mathrm{F}$ es el radionúclido más ampliamente utilizado en estudios PET y se produce mediante una reacción nuclear del tipo (p,n) generando neutrones que causan activación de los materiales que rodean al ciclotrón. Recientemente, los ciclotrones con varios tipos de autoblindaje han sido instalados para permitir una reducción en el espesor de pared requerido de una bóveda (búnker) del ciclotrón, además que permite mantener los niveles de radiación fuera de la bóveda del ciclotrón por debajo del nivel de regulación.

Los ciclotrones médicos utilizados en PET son aceleradores de partículas cargadas, principalmente protones con energías que van de 7.5 a 18MeV que interactúan con un blanco objetivo, el cual, contiene isótopos estables para la generación de radionúclidos. La configuración del blanco es específica para cada ciclotrón, en los materiales que lo componen toman lugar reacciones nucleares distintas, debido a los protones incidentes y

neutrones emitidos de los núcleos atómicos por las interacciones con las partículas aceleradas por el ciclotrón. Es por esto, que se producen diferentes radionúclidos que quedaran activados en las piezas de dicho blanco [4].

Por otra parte los componentes activados del ciclotrón y la producción de radionúclidos pueden incrementar la exposición personal a la radiación de los trabajadores durante los procedimientos de mantenimiento de rutina, reparación de emergencia y cualquier modificación del equipo. Dado que la adhesión al principio de ALARA (tan bajo como sea razonablemente alcanzable, por sus siglas en inglés) constituye un objetivo principal de la gestión de ciclotrones, se ha vuelto imperativo investigar los niveles de radiación en el lugar de trabajo y los efectos probables en la salud del trabajador causados por la exposición a la radiación [7].

Un blindaje eficaz contra la radiación es de vital importancia para el funcionamiento seguro de los ciclotrones que producen grandes actividades de radionúclidos de vida corta. Debido a que los fuertes campos de radiación de neutrones rápidos y rayos gamma que se producen como resultado de las reacciones nucleares, que tienen lugar cuando el haz del proyectil, ya sea de protones o deuterones; incide en los materiales objetivo. Por lo tanto, un blindaje adecuado del ciclotrón y un diseño de construcción bien planificado son de suma importancia para reducir el riesgo radiológico de quienes operan y trabajan con el equipo y los productos que este genera. Razón por la cual la importancia de comprender los aspectos generales de un ciclotrón de lo cual se hablan en detalle en el Capítulo 3, en este capítulo también se tratarán las bases necesarias para desarrollar el objetivo del trabajo. En Capítulo 4 se describe la metodología empleada, y en el Capítulo 5 se analizan y discuten los resultados obtenidos. Finalmente se dan las conclusiones del trabajo.

1 Objetivos

1.1 Objetivo general

Evaluar la eficiencia del autoblindaje de un ciclotrón Eclipse HP mediante la estimación de la componente de dosis equivalente debida a neutrones y gamma del campo de radiación mixto generado durante la producción de ^{18}F

1.2 Objetivos específicos

- Verificar que los niveles de radiación de una zona controlada ubicada en el bunker del ciclotrón de la Radiofarmacia del Instituto Nacional de Cancerología se encuentren dentro de los límites establecidos por el fabricante.

- Discriminar la dosis equivalente por radiación entre fotones y neutrones en las vecindades del bunker.

- Identificar mediante espectrometría gamma los radionúclidos producidos por activación neutrónica en las paredes del bunker del ciclotrón.

2 Antecedentes

Actualmente, en los centros de medicina nuclear que realizan estudios PET se utiliza principalmente un radiofármaco conocido comúnmente como FDG(2-fluoro-2-desoxi-D-glucosa, fluorodeoxiglucosa), del cual se administra una pequeña cantidad al paciente vía intravenosa, después de un tiempo de biodistribución es captado por diferentes órganos y tejidos del cuerpo emitiendo positrones durante su recorrido y captación. Posteriormente, el paciente es trasladado a un equipo de PET que detecta los fotones de aniquilación por la interacción de los positrones con los electrones orbitales de los átomos. El tomógrafo PET está constituido por anillos de detectores que rodean al paciente, determina la dirección e intensidad de los fotones de aniquilación que se utilizan para crear una imagen tridimensional de la distribución del radiofármaco en el cuerpo [4].

La mayoría de los radionúclidos utilizados en PET son producidos en un ciclotrón médico, un acelerador de partículas que consta de varios componentes principales: el sistema donde ocurre la aceleración de protones o deuterones a altas velocidades y el blanco objetivo compuesto por una serie de piezas de distintos materiales, en especial una cavidad de Nb (Niobio) o Ta (Tantalio) donde permanece el agua isotópicamente enriquecida (^{18}O >97%). Al interaccionar el haz de protones con el blanco se produce Flúor-18 (^{18}F), mediante la reacción nuclear del tipo (p, n) es posible obtener dicho radionúclido [4]. Durante su operación, genera un campo de radiación mixto n-γ, por lo que muchos de estos equipos cuentan con un autoblindaje de un espesor adecuado que contiene principalmente concreto, plomo, polietileno y carburo de boro. El blindaje, según el fabricante, es suficiente para que los niveles de radiación se mantengan por debajo de los niveles regulatorios durante la producción del ^{18}F [1].

En el mundo se han realizado varias investigaciones relacionadas con la eficiencia de atenuación de la radiación del autoblindaje para distintos ciclotrones, donde se evalúa y cuantifica la dosis equivalente fuera de estos blindajes.

En 2010 en la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM) [1], se realizó un estudio de la medición de un campo mixto de radiación $n - \gamma$ en las vecindades de un ciclotrón biomédico compacto, el motivo de la investigación fue debido a la creciente demanda de

FDG que derivó que uno de los dos puertos de extracción del ciclotrón RDS 111 de la Unidad PET/CT-Ciclotrón de la Facultad de Medicina de la UNAM fuera actualizado a una versión Eclipse HP (*high power*) lo que permitió aumentar la capacidad de corriente de 40 a 60 μA, y la de producción de ^{18}F en un 50%. Este acelerador produce emisores de positrones usando reacciones nucleares del tipo (p, n) y (p, α). Durante su operación, genera un campo de radiación mixto n-γ por lo que cuenta con un autoblindaje de un metro de espesor que contiene concreto, plomo, polietileno y carburo de boro. El blindaje, según el fabricante, es suficiente para que los niveles de radiación se mantengan por debajo de 20 μSv/h Sen las fronteras de un modelo de caja definido por el fabricante durante el bombardeo con protones. Esto era válido para la versión original que contaba con una corriente máxima de 40 μA en modo de haz único; se requería conocer si era también aplicable para la nueva versión implementada con corriente máxima de 60 μA.

El objetivo de este trabajo fue determinar la componente de la dosis equivalente debida a neutrones y a radiación gamma utilizando dosímetros termoluminiscentes TLD-600 y GR207, respectivamente. Los dosímetros fueron ubicados en cajas de acrílico para garantizar equilibrio de partícula cargada. Dichas cajas fueron puestas de manera vertical, quedando de frente al ciclotrón en distintos puntos definidos por el modelo de caja. Se realizaron mediciones de dosis de neutrones en contacto con el blindaje, encontrándose que la dosis equivalente era significativamente mayor que en el modelo de caja inicial. Esto se debe a que el punto de medición está muy cerca del blanco, lo que permite que los neutrones producidos en la reacción nuclear se dispersen menos y lleguen al detector con mayor intensidad.

Se concluyó que las mediciones realizadas en las vecindades del ciclotrón, de acuerdo con el modelo de caja propuesto, mostraron que los niveles de radiación eran mayores cuando el ciclotrón operaba a 60 μA en comparación con 40 μA. En todos los casos, la tasa de dosis equivalente fue mayor a 60 μA que cuando el ciclotrón funcionaba a 40 μA. Los resultados obtenidos en este estudio están dentro de los límites establecidos por el fabricante en el modelo de caja para ambas corrientes evaluadas[1].

En 2014, la organización de investigaciones de aceleradores de Alta de Energía de Japón [3], realizó la investigación del nivel de protección de ciertos tipos de autoblindaje, midiendo el flujo de neutrones desde el interior hacia el exterior del autoblindaje. Se realizaron

mediciones para cinco tipos de autoblindaje midiendo la activación de láminas de oro, y el monitoreo de la dosis equivalente mediante dosímetros TLD UD-813 PQ4 (*Panasonic*) y CR-39. Se midieron los niveles de radiación durante la producción de ^{18}F, obteniendo un flujo de neutrones térmicos cerca de la caja objetivo de 10^7 $cm^{-2}s^{-1}$ en el bunker del ciclotrón fue de $[10^1 - 10^2]cm^{-2}s^{-1}$, Concluyendo que para el uso de ciclotrones con autoblindado redujo el flujo de neutrones, en cinco órdenes de magnitud. También se midieron distintas muestras recolectadas del material de la bóveda del ciclotrón donde no se detectó actividad residual. Concluyendo que la radiactividad inducida del material que rodea el auto escudo, como resultado de la activación neutrónica, es despreciable. Estos resultados son importantes para implementar un control de radiación adecuado de los materiales que rodean el ciclotrón y para el desmantelamiento de la instalación [3].

3 Aspectos generales

En este capítulo se tratarán los principios físicos de un ciclotrón, los aspectos teóricos de la producción de radionúclidos PET en un ciclotrón médico, el modo de funcionamiento y operación de los equipos detectores de radiación ionizantes utilizados para este trabajo; así como los principios básicos de espectrometría gamma.

3.1 Principios físicos de un ciclotrón

En la naturaleza existen muchos radionúclidos, un ejemplo es el ^{14}C el cual decae lentamente, teniendo una semivida de 5700 años y es usado para datar fósiles. Sin embargo, la mayoría de los radionúclidos usados en medicina no se encuentran naturalmente, razón por la que se tienen que producir y para ello se bombardean átomos estables o se dividen átomos muy masivos.

La trasformación de un elemento en otro fue demostrada por Rutherford en 1919 direccionando partículas alfa provenientes de una muestra de polonio contra nitrógeno, detectando protones emitidos de la reacción nuclear $^{14}\mathrm{N}(\alpha, \mathrm{p})^{17}O$.

La producción de radionúclidos por medio de aceleradores comenzó con la construcción del primer ciclotrón por E. Lawrence, Edlefsen y Livingston en 1930. Con el ciclotrón se hizo posible la producción de una amplia variedad de isótopos radiactivos por primera vez. [1].

Los ciclotrones médicos producen radionúclidos emisores de positrones, que se originan con base a la energía del haz de protones capaz de provocar reacciones nucleares requeridas para su rendimiento práctico. En la tabla 3.1, se indica la energía necesaria del haz para la producción de ciertos radionúclidos usados en medicina nuclear[4].

Energía del protón (MeV)	Radionúclidos
$\mathbf{0-10}$	$^{18}\mathrm{F}$, $^{15}\mathrm{O}$
$\mathbf{11-16}$	$^{18}\mathrm{F}$, $^{15}\mathrm{O}$, $^{11}\mathrm{C}$, $^{13}\mathrm{N}$, $^{22}\mathrm{Na}$, $^{48}\mathrm{V}$
$\mathbf{17-30}$	$^{18}\mathrm{F}$, $^{15}\mathrm{O}$, $^{11}\mathrm{C}$, ^{13}N, $^{22}\mathrm{Na}$, $^{48}\mathrm{V}$, $^{124}\mathrm{I}$, $^{123}\mathrm{I}$, $^{67}\mathrm{Ga}$, $^{201}\mathrm{Tl}$
$\mathbf{30}$	$^{18}\mathrm{F}$, $^{15}\mathrm{O}$, $^{11}\mathrm{C}$, $^{13}\mathrm{N}$, $^{22}\mathrm{Na}$, $^{48}\mathrm{V}$, $^{124}\mathrm{I}$, $^{123}\mathrm{I}$, $^{67}\mathrm{Ga}$, $^{82}\mathrm{Sr}$, $^{68}\mathrm{Ge}$.

Tabla 3-1: Energía requerida de los protones para producción de radionúclidos

El principio de producción de radionúclidos mediante un acelerador de partículas consiste en dirigir un haz de partículas cargadas y hacerlo incidir sobre un blanco de un material específico con el fin de producir una reacción deseada. Hay varios métodos para lograr este objetivo, todos usando arreglos de campos magnéticos y eléctricos.

Un acelerador necesita una fuente de iones, la cual originará los iones que serán acelerados. En esta operación un gas es ionizado usualmente con una descarga eléctrica, los iones son extraídos acelerándolos hacia un electrodo con un potencial del orden de 10kV (ver Figura 3-1). El ciclotrón es un dispositivo en el cual un haz de partículas hace cientos de ciclos a través del dispositivo, recibiendo un pequeño incremento de energía en cada órbita, hasta que la energía de la partícula adquiere energías del orden de MeV. En estos aceleradores el haz describe una órbita circular por la presencia de un campo magnético, la órbita de las partículas está en el interior de dos cámaras metálicas semicirculares llamadas “D's” por razones históricas, pues tenían forma de letra D anteriormente. [1]

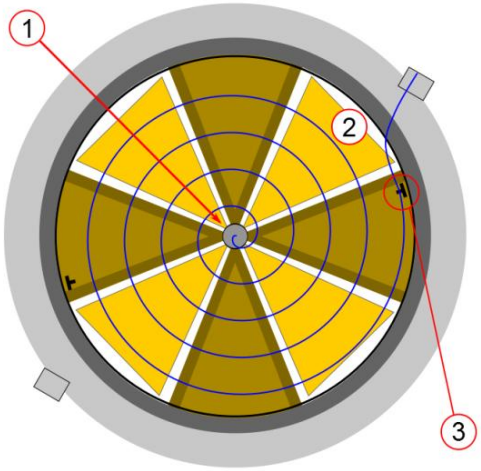

Figura 3-1: Esquema de funcionamiento de un acelerador de partículas tipo ciclotrón, donde **(1)** es la fuente de iones, **(2)** bordes de los electrodos llamados “des o D’s”, **(3)** lamina delgada de carbono . Imagen tomada de [11].

Estas D’s están conectado a terminales de una fuente de voltaje alterno, por tanto, cada semicilindro toma polaridad (+) o (-).

Dentro del espacio de las cámaras semicirculares se crea un campo eléctrico que permite la aceleración de las partículas cargadas. Los D’s están sometidos a un campo magnético producido por un electroimán de alta potencia por encima y por debajo creando un campo magnético $\vec{B}$ (Figura 3-2) perpendicular al campo eléctrico $\vec{E}$.

Figura 3-2: Bobina electromagnética**.** Imagen tomada de [11].

Las variaciones en el campo magnético originan una región de cresta (donde el campo es máximo) y una región llamada valle (Figura 3-3) de los polos magnéticos, los cuales hacen que el haz quede bien centrado. Este haz centrado produce una alta eficiencia de trasmisión que implica una baja activación interna, con lo que se reduce la exposición a la radiación[1].

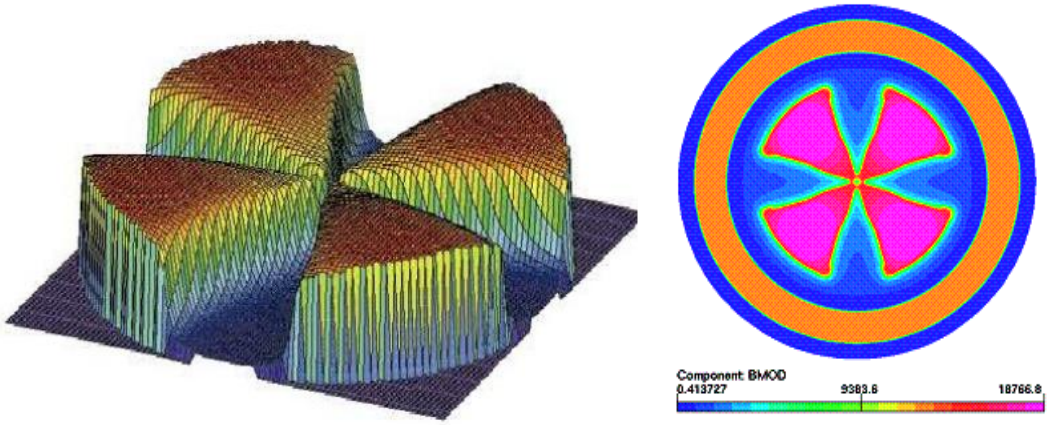

Figura 3-3: Simulación del campo magnético. Imagen tomada de [11]

Todas las componentes están en un tanque al vacío para evitar la interacción de las partículas que se quieren acelerar, con moléculas de aire u otros contaminantes. Un ion de hidrogeno se ubica entre las D's, allí actúa una fuerza en dirección al campo eléctrico $\vec{E}$. Debido a esta fuerza, el ion se acelera y la velocidad aumenta hasta ingresar a uno de los semicilindros, en esta zona solo está presente el campo magnético, luego el ion se mueve con velocidad constante y perpendicular al plano que contiene $\vec{v}$ y $\vec{B}$ [4]. Allí experimenta una fuerza conocida como la fuerza Lorentz que provee la aceleración centrípeta necesaria para mantener el movimiento circular en un radio instantáneo r.

Si una partícula se desplaza en un campo magnético experimenta una fuerza, la cual, es perpendicular a la dirección de su movimiento (Figura 3-4). Se expresa por:

$$\vec{F}_{mag} = q\vec{v} \times \vec{B}$$

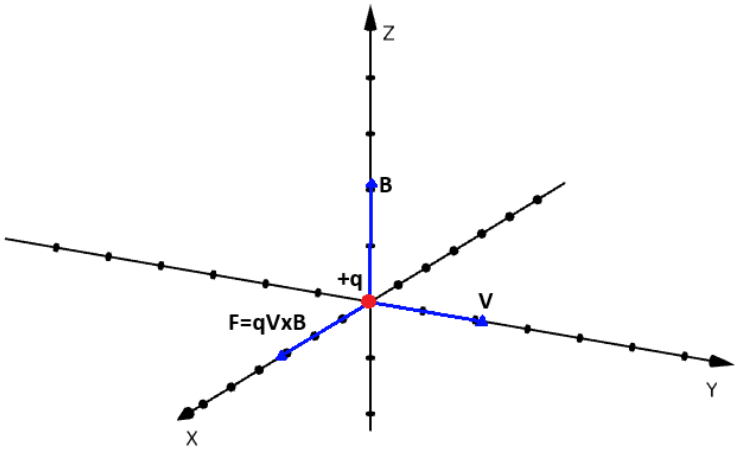

Figura 3-4: El diagrama representa la fuerza que experimenta una partícula cargada positivamente con una velocidad a lo largo del eje Y en un campo magnético uniforme en eje Z. Imagen diseñada por autor.

En cada momento el campo magnético actúa cambiando la dirección del vector velocidad, por tanto, la partícula sigue una trayectoria circular. En el movimiento circular uniforme, la aceleración es el cuadrado de la velocidad angular por radio de giro.

$$a = \omega^2 r$$

donde

$$v = \omega r$$

Entonces, se obtiene:

$$F = \frac{mv^2}{r}$$

Dado que la fuerza magnética proporciona la fuerza centrípeta, se tiene:

$$qvB = \frac{mv^2}{r}$$

El radio de la órbita de una partícula en un campo magnético se define por:

$$r = \frac{mv}{qB}$$

$$r = \frac{p}{qB_z(r)}$$

Donde, r es el radio de la partícula en el plano medio, p cantidad de movimiento de la partícula, $B_z(r)$ inducción magnética en el plano mediano en el radio r, q es la carga de la partícula.

Las partículas oscilan alrededor de la órbita y su frecuencia disminuye con el radio debido a los efectos de la cinemática relativista, incluyendo el aumento de masa y la disminución de la intensidad del campo magnético con el radio [4].

3.2 Ciclotrón Eclipse HP

En las últimas dos décadas un gran número de ciclotrones biomédicos de “bajo costo” se han venido desarrollando con el fin de producir radionúclidos de uso médico, principalmente en la tomografía por emisión de positrones (PET).

El Instituto Nacional de Cancerología de Colombia (INC) cuenta con acelerador de partículas circular modelo Eclipse HP (Figura 3.5), es un ciclotrón diseñado para producir radionúclidos emisores de positrones.

Figura 3-5: Ciclotrón Siemens modelo Eclipse HP. Imagen tomada de [11].

Los radionúclidos para PET obtenidos en un ciclotrón son ^{18}F, ^{13}N, ^{15}O y ^{11}C [16]**,** son producidos a partir de distintas reacciones con distintos blancos [1]. En la Radiofarmacia del INC el ciclotrón tiene la posibilidad de producir 3 radionúclidos (^{18}F, ^{13}N y ^{11}C). Sin embargo, para realizar este trabajo se seleccionó el ^{18}F pues la reacción nuclear para producirlo nos da neutrones, además es el más utilizado tradicionalmente en las técnicas de diagnóstico por sus favorables características.

3.2.1 Flúor – 18 (^{18}F)

La producción de ^{18}F, se obtiene a través de un blanco liquido de [^{18}O] H_2O, mediante una reacción nuclear del tipo (p, n). Para que se produzca esta reacción tiene que incidir un protón contra el núcleo atómico del oxígeno con la suficiente energía liberando en su proceso neutrones [13].

Este equipo cuenta con dos puertos de extracción de haz opuestos (180°) donde se localizan los blancos nucleares a ser irradiados. Cada uno de estos puertos de extracción puede contener hasta 4 blancos [1](Figura 3-6).

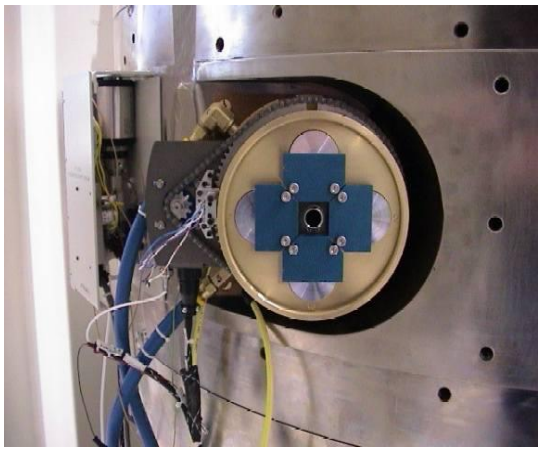

Figura 3-6: Carrusel de blancos Eclipse HP. Imagen tomada de [11]

El contenedor del blanco incluye un colimador y un sistema de vacío. El colimador está montado en el sistema para procurar un haz uniforme a través del diámetro del blanco. El colimador es un disco de carbono (grafito) de 0.8 cm y resiste las altas temperaturas a las que se llega durante la producción del radionúclido. El colimador también contribuye a reducir el nivel de radiación debido a que el carbono no se activa cuando está expuesto al haz. Hay tres opciones de blancos para ciclotrón Eclipse HP, los cuales permiten producir: Flúor líquido (^{18}F), Carbono ($^{11}CO_2$) y Nitrógeno (^{13}NH) (Figura 3-7).

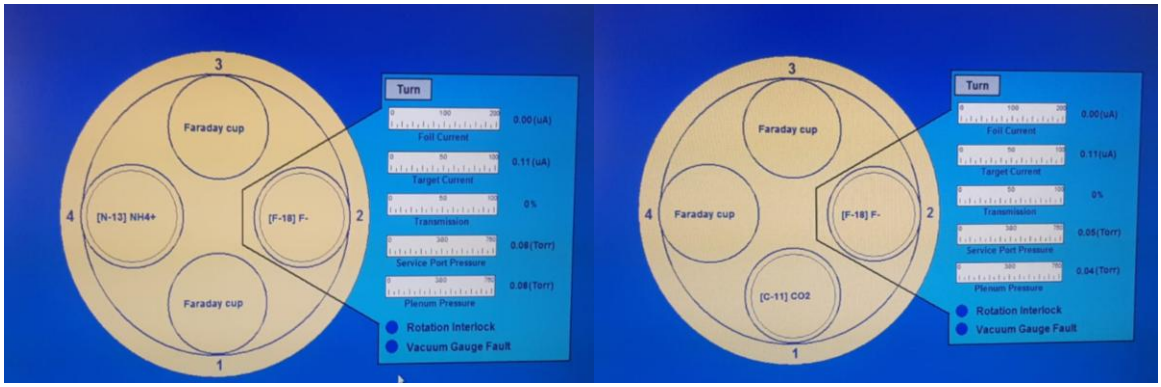

Figura 3-7: Se muestra la interfaz del sistema del ciclotrón Eclipse HP, donde se aprecia los blancos disponibles para ser irradiados en las dos líneas de haz de protones posibles conocidas como "*beam lines"* 1 y 2. Imagen tomada de la interfaz de ciclotrón Eclipse HP del Instituto Nacional de Cancerología.

Dado que el objetivo de este trabajo es el estudio de la producción de ^{18}F, en esta sección nos centraremos exclusivamente en el flúor. Para su producción el precursor utilizado se deposita en una cavidad fabricada en tantalio. La cavidad, tiene un volumen de 2.4 mL con una ventana de Havar de 25 μm de espesor soportada por una rejilla de cobre como se muestra en la Figura 3-8. La ventana de havar tiene la doble función de contener el agua enriquecida en la cavidad de irradiación y el vacío del tanque de aceleración. El calor generado en la ventana durante el bombardeo es disipado vía conducción a través de la rejilla de cobre en contacto directo con una lámina de havar[1].

Figura 3-8: Cavidad del blanco para ^{18}F. Tomado de [11]

3.2.2 Reacciones nucleares

Una de las reacciones más comunes cuando se tienen neutrones, es la reacción (n,γ). Esta reacción puede ser producida por neutrones de diferentes energías, y es especialmente importante para el caso de neutrones térmicos en la reacción $^{1}H(\mathrm{n},\gamma)^{2}H$.
La sección eficaz para neutrones térmicos en la reacción anterior es 0.33 b, y la energía de los rayos gamma es de 2.22 MeV. Cuando se producen neutrones en aceleradores de partículas, los neutrones pueden interaccionar con diversos materiales hidrogenados que existen cerca de los aceleradores, por lo tanto, es muy común tener neutrones y rayos gamma, formando un campo mixto de radiación [1]. Cuando se realiza la reacción $^{18}O(\mathrm{n},\mathrm{p})^{18}F$, los neutrones que se producen interactúan con el blindaje cuyo material es rico en hidrógeno. Al ser capturados los neutrones se emite radiación gamma.

Otra forma de generación de rayos gamma durante la producción es mediante la llamada radiación instantánea la cual es emitida por elementos que quedan inestables y liberan el exceso de energía por medio de rayos gamma [1].

Cuando dos núcleos atómicos se fusionan, ocurre una reacción nuclear y como resultado nuevos núcleos son formados. El núcleo tiene carga positiva por lo tanto siente repulsión electromagnética con otros núcleos, así que para que interactúe con otros se tiene que superar la barrera coulombiana por medio de energía cinética del núcleo que colisionará con el blanco [1].

Las reacciones nucleares son procesos que involucran colisiones entre núcleos. Y pueden ser descritas de la siguiente manera:

$$\mathrm{A(a,b)B}$$

Donde, A es el blanco objetivo, a es la partícula incidente, estas partículas interactúan a través de fuerzas nucleares (y electromagnéticas si alguno de ellos tiene carga eléctrica no nula); B es el nuevo núcleo producido, y b la partícula emitida [13].

Toda reacción nuclear debe seguir los siguientes principios de conservación:

- Conservación de la carga eléctrica: el número atómico (Z) de los reactivos debe ser igual al de los productos.
- Conservación del número de nucleones: el número másico (A) debe permanecer invariable.
- Conservación de la cantidad de movimiento.
- Conservación de la relación entre masa y energía

Existen diferentes tipos de clasificaciones para las reacciones nucleares. A continuación, se presenta una clasificación según los productos obtenidos [13]:

Dispersión elástica: reacción en la que los productos de la reacción son equivalentes a los reactivos, pues únicamente se produce un intercambio de energía cinética y momento:

$$\mathrm{A}\ (\mathrm{a}, \mathrm{a})\ \mathrm{A}.$$

Dispersión inelástica: reacción que tiene lugar cuando el núcleo captura un neutrón y lo reemite, pudiendo ser el mismo neutrón capturado u otro, quedando el núcleo en un estado excitado:

$$\mathrm{A}\ (\mathrm{n}, \mathrm{n})\ \mathrm{A} *.$$

Captura radiactiva: interacción en la que un neutrón es absorbido por el núcleo, formando un isótopo más pesado que el núcleo originario, emitiendo uno o más rayos gamma:

$$\mathrm{A}\ (\mathrm{n}, \gamma)\ \mathrm{B}.$$

Emisión de partículas: reacción producida por el choque de una partícula incidente con el blanco, provocando la emisión de partículas:

$$\mathrm{A}(\mathrm{a}, \mathrm{b})\mathrm{B}.$$

Foto-desintegración: interacción que se produce entre el átomo blanco y fotones de alta energía, produciéndose la liberación de una partícula y la formación de un nuevo nucleído:

$$\mathrm{A}(\gamma, \mathrm{a})\mathrm{B}.$$

Fisión: reacción en la que al incidir una partícula (habitualmente neutrones) sobre un átomo blanco, se produce la división principalmente en dos átomos más ligeros:

$$\mathrm{A}(\mathrm{a}, \mathrm{b})\mathrm{B}, \mathrm{C}$$

La probabilidad de que ocurra una reacción nuclear variará en función de dos barreras:

3.2.2.1 Barrera de Coulomb

Es la repulsión electrostática entre partículas y núcleos cargados positivamente. Una reacción entre una partícula cargada y un núcleo no puede tener lugar si el centro de masas energético de ambas partículas es inferior a la barrera de Coulomb. La producción de radionúclidos con ciclotrones implica que la partícula cargada debe tener una energía superior a la barrera de repulsión electrostática, la cual está determinada por la siguiente ecuación[13]:

$$\mathrm{B} = \frac{\mathrm{Zze}^2}{\mathrm{R}}$$

Siendo B la barrera de la reacción, Z y z el número atómico de ambas especies, e la carga eléctrica y R la separación entre ambas especies (en unidades de longitud).

3.2.2.2 Energía umbral

Es la energía cinética mínima requerida para que ocurra una reacción nuclear.

$$\mathrm{E_{th}} = -\frac{\mathrm{m_p} + \mathrm{M_T}}{\mathrm{m_p}} \times \mathrm{Q}$$

$$\mathrm{p} + \mathrm{T} \rightarrow \mathrm{q} + \mathrm{R} + \mathrm{Q}$$

$\mathrm{Q} = \Delta\mathrm{mc}^2$, donde $\Delta\mathrm{m}$ es el defecto de masa

$$\Delta\mathrm{m} = \left(\mathrm{m_p} + \mathrm{M_T}\right) - \left(\mathrm{m_q} + \mathrm{M_R}\right)$$

Siendo $\mathrm{m_p}$ la masa de la partícula incidente, $\mathrm{M_T}$ la masa del blanco, $\mathrm{M_R}$ la masa del producto y $\mathrm{m_q}$ la masa de la partícula emitida[13]

De acuerdo con este principio se diferencian dos tipos de reacciones:

- Si $Q < 0$ la reacción será una reacción endoérgica (endo-energética) y por tanto para que se produzca la reacción será necesario aportar una energía superior a la energía umbral.

- Si $Q > 0$ la reacción será exoérgica (exo-energética) y se producirá una liberación de energía**.**

3.2.3 Blindaje

El Ciclotrón Eclipse HP posee un sistema de autoblindaje que consta de bloques entrelazados de cemento cargado de carburo de boro y polietileno. Dos de estos blindajes pueden abrirse utilizando mecanismos de rodillos accionados eléctricamente. Al abrir los blindajes proporciona acceso al carrusel de los blancos, los componentes del ciclotrón, las bombas de vacío para el servicio y mantenimiento del sistema, entre otras componentes (Figura 3-9).

La radiación producida en los blancos y en el acelerador se atenúa a niveles seguros mediante este blindaje. Aunque no se recomienda operar el ciclotrón con personas en la habitación. El escudo es eficaz contra diversas formas de radiación, como neutrones rápidos, radiación gamma de alta energía e inducida, etc., siempre que el sistema se opere y mantenga dentro de procedimientos y protocolos definidos y prescritos [11]

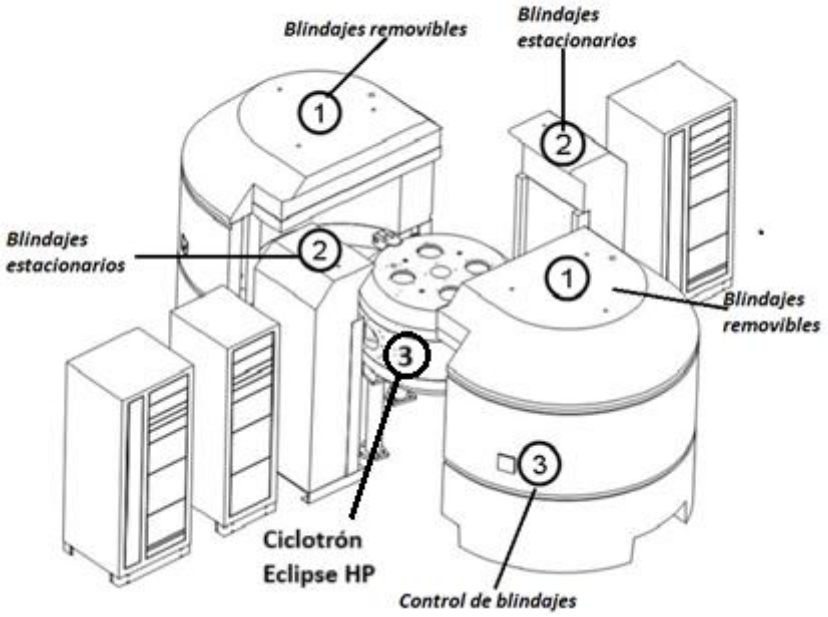

Figura 3-9: En la imagen se muestran los blindajes del Ciclotrón Eclipse HP, destacando el ciclotrón ubicado entre los blindajes[11].

Los blindajes móviles se componen de dos sistemas funcionales principales:

1. Un conjunto interno que reduce la energía de los neutrones con energías alrededor de 1-2 MeV, absorbiendo la mayor parte de la radiación instantánea producto de las reacciones generadas en el blanco, y absorbe los neutrones térmicos producidos por la colisión con los átomos del blindaje interno.

   Este blindaje tiene un conjunto de capas de 80 cm de alto x 90 cm de ancho x 50 cm de espesor que rodean el blanco y que contiene acero, polietileno boratado, polietileno de alta densidad y plomo.

2. Una capa protectora exterior de 70 cm de espesor, compuesta por hormigón cargado con carburo de boro. Su función principal es absorber los neutrones de alta energía, un proceso facilitado por el boro del carburo de boro. A diferencia del polietileno, que modera los neutrones, el hormigón no tiene esa capacidad debido a su alto contenido de SiO_2. En cambio, el hormigón es efectivo en la absorción de radiación gamma. Además, ayuda a minimizar la radiación gamma secundaria

generada por reacciones de captura de neutrones con átomos de hidrógeno u otros elementos presentes en el material[11].

3.3 Modelo de caja de Siemens

Dada la naturaleza del campo de radiación, se ha desarrollado un modelo simplificado para fines de estimación de la radiación. El modelo de caja de Siemens es una herramienta de cálculo simplificada que permite la estimación conservadora del campo de radiación alrededor de un ciclotrón Eclipse. Define en una superficie en forma de caja análoga al límite del bunker [12]. La caja imaginaria con dimensiones 701 cm x 670 cm x 472 cm (Figura 3-10) se toma como referencia para definir la frontera donde los niveles de radiación mixta producida $n - \gamma$ son inferiores a 20 μSv/h. Se considera que la fuente de radiación se origina en el centro del ciclotrón; esto permite ajustar el modelo de caja a la infraestructura del ciclotrón de la Radiofarmacia del INC obteniendo un sistema de coordenadas de 381 cm a la izquierda, 351 cm delante de la esquina derecha y 100 cm por encima del nivel del suelo.

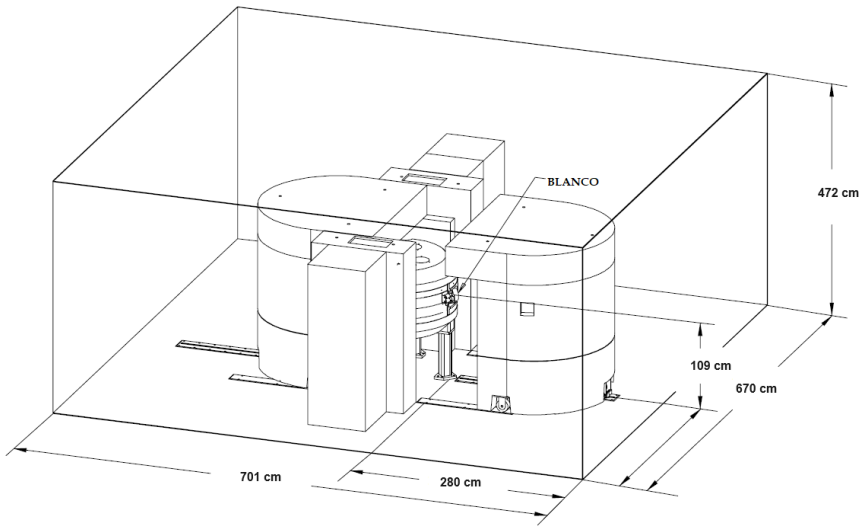

Figura 3-10: Modelo de caja del ciclotrón Eclipse HP. Fuente: la imagen es una modificación de [12].

3.4 Dosimetría Termoluminiscente

La dosimetría termoluminiscente es una de las dos técnicas dosimétricas utilizadas en este trabajo para evaluar el campo de radiación producido por fotones, permitiendo medir el mapa de dosis equivalente dentro del modelo de caja y contrastarla con otra técnica de medición de fotones.

La Luminiscencia estimulada térmicamente (TSL) o termoluminiscencia (TL) es la emisión de luz de un material aislante o un semiconductor después de una previa absorción de la energía excitante, procedente de un agente excitante como luz UV, rayos X, rayos gamma, entre otros. La importancia de la termoluminiscencia para la dosimetría de la radiación radica en el hecho de que la cantidad de luz emitida es proporcional a la dosis absorbida por el material irradiado [4], por lo tanto, con una calibración adecuada, se puede evaluar la dosis aplicada en el campo de radiación.

Por consiguiente, la dosimetría por termoluminiscencia (TLD) se basa en la capacidad que tienen los sólidos para absorber y almacenar la energía depositada debido a la radiación ionizante, que al calentarse se emite en forma de radiación electromagnética, principalmente en la longitud del espectro visible. La luz emitida es detectada y correlacionada con la dosis absorbida por el material termoluminiscente [19].

3.4.1 Principio de la dosimetría por Termoluminiscencia

Los materiales termoluminiscentes son sólidos aislantes o semiconductores en los que la radiación ionizante induce la creación de pares electrón-hueco que permanecen atrapados en defectos de la red cristalina hasta que el material expuesto es calentado posteriormente [21].

La termoluminiscencia es un proceso físico en dos fases; excitación y relajación que puede explicarse mediante un modelo sencillo de bandas de energía descrito en la Figura 3-11, donde la Banda de Conducción (BC) está separada de la Banda de Valencia (BV) por un rango de energías no permitidas que se denomina banda prohibida o '*gap*'. Debido a la

presencia de impurezas y elementos dopantes en el sólido cristalino, aparecen niveles discretos en la banda prohibida que se denominan trampas T y centros de recombinación R. En el rango de temperaturas (-10 a 60°C) los materiales TL son aislantes eléctricos y por tanto no existen portadores de carga libres en la BC [22].

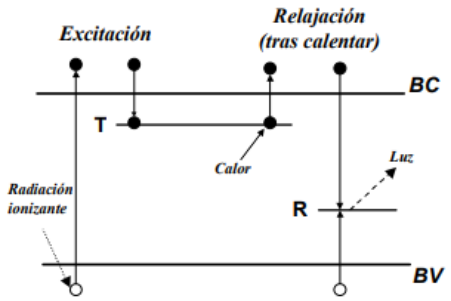

Figura 3-11: Modelo sencillo para la termoluminiscencia mostrando la excitación por la radiación ionizante incidente, y los fenómenos de relajación (recombinación directa y emisión de luz) tras la estimulación mediante. Imagen tomada de [22].

En la etapa de excitación, la radiación ionizante incidente transfiere energía suficiente a electrones ligados en la BV, actuando desde ese momento como electrones libres en la BC. La mayoría de los electrones libres recién creados regresan inmediatamente a la BV (recombinación directa), pero algunos quedan atrapados en las trampas T situados en la banda prohibida, aunque cerca de la BC. El detector queda en un estado metaestable donde la población de electrones atrapados en las trampas es proporcional a la dosis absorbida. En la BV se produce un fenómeno similar creándose 'huecos' cuya movilidad es mucho más reducida que la de los electrones en la BV. El detector permanece en este estado indefinidamente si bien se producen recombinaciones espontáneas que dependen fundamentalmente de la temperatura ambiente. Este efecto es común en todos los procesos activados térmicamente y se conoce como '*fading*' o desvanecimiento [22].

La relajación en los materiales TL se consigue mediante la aplicación de calor en el cual los electrones atrapados son devueltos nuevamente a la BC gracias a la energía térmica recibida. De nuevo la mayoría de los electrones en la BC tenderán a relajarse mediante recombinación directa, pero una fracción se recombinará en los niveles discretos (centros de recombinación R) situados en la banda prohibida pero próximos a la BV, produciéndose la emisión de luz cuya intensidad será proporcional a la dosis absorbida en el detector.

Los materiales más utilizados en dosimetría termoluminiscente (TLD) son compuestos sintéticos dopados con pequeñas cantidades de impurezas que generan trampas y centros de recombinación en la banda prohibida. Entre ellos se encuentran:

- Fluoruro de litio dopado con titanio y magnesio (LiF:Ti,Mg).
- Fluoruro de litio dopado con magnesio, cobre y fósforo (LiF:Mg,Cu,P).
- Fluoruro de calcio dopado con manganeso (CaF_2:Mn).
- Fluoruro de calcio dopado con disprosio (CaF_2:Dy).
- Óxido de aluminio dopado con carbono (Al_2O_3:C).
- Sulfato de calcio dopado con disprosio ($CaSO_4$:Dy).
- Tetraborato de litio dopado con cobre y plata ($Li_2B_4O_7$:Cu,Ag).

Estos materiales se emplean en diversas aplicaciones de dosimetría personal, ambiental y médica debido a sus propiedades termoluminiscentes y su respuesta a la radiación ionizante[22].

Existen distintas variedades de LiF, que difieren en la concentración de isótopos del litio. El TLD-100 tiene la concentración natural de Li, 93% ^{7}Li y 7% ^{6}Li. Estos isótopos del litio son los únicos que estables en la naturaleza. El TLD-600 y el TLD600H tienen un 96% ^{6}Li y el TLD-700 y el TLD700H tienen un 99.99% ^{7}Li. La sección eficaz de captura para neutrones térmicos del ^{6}Li es muy alta comparada con la de ^{7}Li y la combinación de un TLD-600 con un TLD-100 o de un TLD-600 con un TLD-700, es útil para hacer dosimetría en campos mixtos gamma-neutrón porque el TLD-600 mide fuertemente neutrones térmicos, mientras que los otros 2 responden principalmente a rayos γ[18]. En este trabajo fueron utilizados los TLDs MTS-N fabricados por RADCARD que son similares a las TLD-100 y que permiten determinar el campo de radiación producidos por fotones γ.

3.4.2 Tratamiento térmico

Previo a la calibración y a ser utilizados para cualquier estudio, los TLD deben recibir un tratamiento térmico conocido como annealing o borrado, cuyo objetivo es vaciar las trampas para los portadores de carga. El tratamiento térmico consiste en un horneado a alta temperatura para restablecer sus características, borrar la señal acumulada durante su almacenamiento y dispersar las impurezas a su configuración original, y un horneado a baja temperatura para estabilizar los picos de baja temperatura[1]. El procedimiento de calentamiento se realiza en tres momentos durante el uso de material termoluminiscente [25]:

1. Tratamiento inicial: cuando el material es nuevo o cuando no se ha usado en largo tiempo. El tiempo y temperatura generalmente son los usados en el calentamiento.

2. Pre-irradiación o post-lectura (*Standard annealing*): se realiza previo a la irradiación o posterior a la lectura para borrar el efecto residual de la irradiación y realizar nuevas medidas.

3. Post-irradiación o pre-lectura: se usa para evitar los picos de baja temperatura en la curva de brillo, estos no se incluyen en la lectura pues conllevan errores en la determinación de los valores de medida.

3.4.3 Lectura de TLD

La señal en los TLD es obtenida a través de un equipo lector TL que consiste básicamente de los siguientes componentes: una fuente térmica que calienta la plancheta, un tubo fotomultiplicador (TFM) y un equipo electrónico para integrar en el tiempo la señal eléctrica generada en el TFM. Para obtener la lectura de la señal termoluminiscente se coloca el dosímetro en una plancheta metálica por la que se hace pasar una corriente eléctrica para calentarla. El dosímetro se calienta por contacto y emite luz que llega al TFM, el cual convierte la señal luminosa en señal eléctrica y la amplifica. Esta señal (corriente eléctrica),

se integra durante el tiempo total de la lectura, obteniéndose así un cierto valor de carga eléctrica que es proporcional a la intensidad total de la luz emitida por el dosímetro. Cuando se leen los TLD es necesario suministrarle gas nitrógeno (N_2) o aire seco al módulo donde se encuentra la plancheta, ya que los cristales se calientan a altas temperaturas y el metal de la plancheta puede reaccionar con el aire y contaminarse. Además, el N_2 ayuda a disminuir la emisión de infrarrojo de la plancheta cuando ésta se calienta. También evita contaminación en la superficie del cristal [1].

Antes de utilizar un TLD para su medición, es necesario realizar una calibración previa utilizando un campo de radiación patrón. Para ello, se debe tener en cuenta que la respuesta del TLD depende de la curva de calibración completa, que muestra cómo varía la respuesta del TLD en función de la dosis absorbida, de la Figura 3-12 presenta 4 tipos de comportamiento principalmente: lineal, supralineal, sublineal y de saturación. La región lineal de un material TLD es la región más útil y precisa para hacer dosimetría, en este intervalo la sensibilidad de un dosímetro es prácticamente constante. La región supralineal se caracteriza por el incremento de la sensibilidad del material, con lo cual la precisión de la lectura disminuye pues pequeños cambios en la dosis absorbida producen grandes cambios en la respuesta del TLD. En la región sublineal, que antecede a la zona de saturación, se presenta una disminución de la sensibilidad al incrementar la dosis absorbida. En la zona de saturación se destruyen algunos elementos de la estructura cristalina que dañan irreversiblemente las propiedades TLD del material irradiado [18].

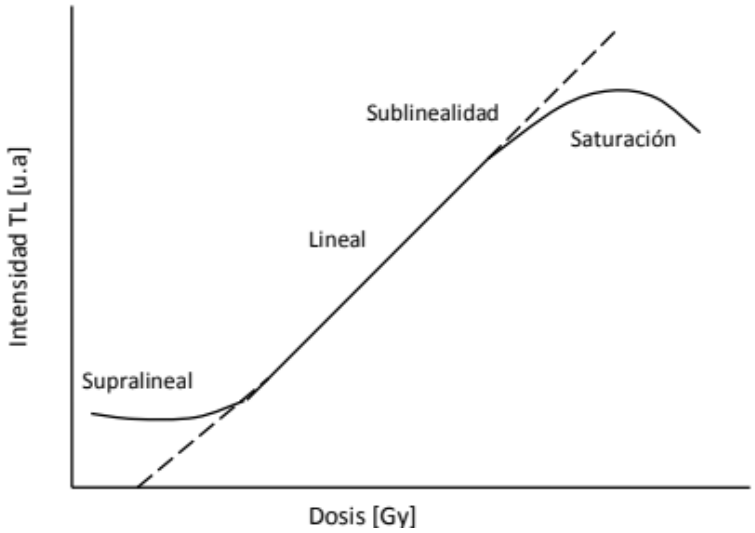

Figura 3-12: Respuesta de TLD en función de la dosis absorbida. Tomado de [20].

3.5 Detectores Gaseosos

Otra técnica importante para la medición de fotones γ, es a partir del uso de detectores gaseosos, estos detectores de ionización tienen un recinto lleno de un gas a presión conveniente en el que se disponen dos electrodos a los que se les aplica una tensión de polarización, creando por tanto un campo eléctrico en el interior del volumen del detector. Dado que los gases son aislantes, en condiciones normales no circula corriente eléctrica entre ambos electrodos. Pero si la radiación ionizante alcanza el espacio entre los electrodos, el campo eléctrico existente dará lugar a que las cargas eléctricas generadas por la interacción de la radiación se muevan hacia los electrodos de signo contrario. De esta forma se origina en el circuito de detección un breve paso de corriente, o impulso de corriente, que puede ser medido y revela la llegada de la radiación al detector. El circuito de un detector gaseoso se muestra en la Figura 3-13 [21].

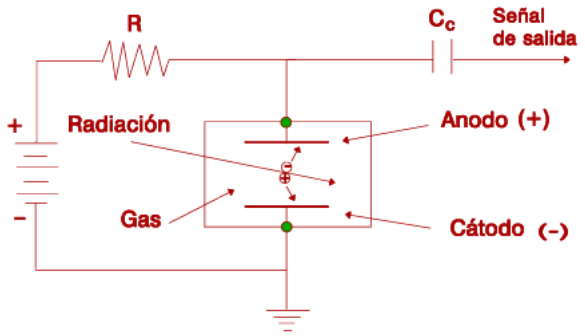

Figura 3-13: Circuito de funcionamiento de un detector gaseoso. Imagen tomada de [21]

Al variar la tensión de polarización aplicada a los electrodos, varía la amplitud del impulso obtenido estableciéndose tres tipos de detectores de ionización gaseosa: cámara de ionización, contador proporcional y contador Geiger.

3.5.1 Cámara de ionización

En la cámara de ionización, la tensión de polarización aplicada produce un campo eléctrico suficiente para que sea posible la colección de toda la carga generada por la radiación incidente. Se clasifican, atendiendo a la forma de los electrodos, en planas o cilíndricas,

según estén dotadas de electrodos plano-paralelos, o cilíndricos. La corriente generada en la cámara es muy pequeña, para que pueda ser medida por un instrumento ordinario se amplifica previamente mediante un circuito electrónico que constituye un amplificador lineal, se usan preferentemente para la detección de fotones (radiación X y gamma) y partículas beta [21].

3.5.2 Contador proporcional

Al aumentar la tensión de una cámara de ionización, se presenta un fenómeno de multiplicación de carga al unirse a la ionización primaria la secundaria, originada por los electrones que, acelerados hacia el ánodo, ganan energía suficiente para ionizar, por impacto, moléculas de gas neutras [21].

La ventaja de estos detectores es que las partículas alfa producidas en el trifluoruro de boro (BF_3), así como los protones y tritios generados en las reacciones con helio-3 (^3He), pueden ser diferenciados de los electrones y fotones gamma incidentes en la cámara. Esta distinción se logra debido a las diferencias en la energía, la carga y el tipo de interacción que cada partícula tiene con el gas del detector. Las partículas alfa y los protones producen una interacción más intensa y diferente en el gas que los electrones y fotones gamma, lo que permite su identificación precisa mediante el registro de la energía depositada.

Otra ventaja es que, al seleccionar un espesor adecuado del moderador, o al variar el espesor de las paredes del detector, o ajustar la mezcla de gas y la presión, la respuesta del detector puede ser ajustada para dar una salida proporcional a la dosis equivalente o a la dosis absorbida. De esta forma, se puede optimizar la medición de los neutrones en función de las condiciones del detector.

Además, en la columna del detector se puede utilizar un gas sensible a neutrones térmicos, lo que mejora aún más la detección y la precisión de las mediciones a bajas energías[23].

3.5.3 Geiger Müller

En un Geiger Müller la tensión de polarización es tal que los impulsos medidos alcanzan la misma amplitud, independientemente de la ionización primaria producida por la radiación, por lo que no dan información sobre la naturaleza de la radiación incidente o de la energía de ésta. La amplitud del impulso es suficiente para activar directamente sistemas electrónicos de registro, sin necesidad de amplificación previa. Esta circunstancia, que abarata considerablemente la cadena electrónica, constituye la cualidad más apreciada en este tipo de detector. Los equipos detectores de radiación basados en tubos Geiger resultan así mucho más sensibles que los basados en cámaras de ionización y más adecuados, por tanto, para medir niveles de radiación muy bajos [21], por lo que se utiliza para la medición de la radiación producida por fotones dentro del bunker del ciclotrón.

3.6 Espectrometría gamma

La espectrometría gamma es una técnica analítica que permite estudiar cualitativa y cuantitativamente los radionúclidos presentes en una muestra mediante la radiación gamma que esta emite. Es decir, dicha técnica permite por una parte determinar qué radionúclidos están presentes en una muestra determinada, y por otro lado permite cuantificar la actividad o la concentración de esos radionúclidos [26].

La calidad de los resultados obtenidos va a depender de la calidad del espectro, las incertidumbres asociadas a las mediciones, y la eficiencia del detector. Los detectores de germanio hiperpuro (HPGe) presentan una alta resolución energética en la detección de fotones gammas permitiendo discriminar en el espectro los picos [4], razón por lo cual se utilizó este tipo de detector para las distintas pruebas de espectrometría gamma, y cuyo funcionamiento se describe a continuación.

3.6.1 Detector de germanio hiperpuro (HPGe)

El espectrómetro de germanio hiperpuro (HPGe) es un detector semiconductor de radiación gamma, altamente utilizado debido a la mayor resolución energética que ofrece en comparación con otros detectores como los de NaI(Tl) [4]. Debido al pequeño gap de 0.7 eV para lograr la máxima eficiencia, la operación a temperatura ambiente del detector de germanio de cualquier tipo es imposible debido a la alta generación de corrientes de fuga inducidas térmicamente. Por lo tanto, los detectores de germanio deben ser enfriados para reducir las corrientes de fuga hasta el punto en que el ruido asociado no deteriore la excelente resolución de energía. Generalmente la temperatura es reducida hasta los 77°K a través del uso de un *Dewar* aislado en el cual se mantiene una reserva de nitrógeno líquido en contacto térmico con el detector. El detector debe ser encapsulado en un criostato vacío y hermético para inhibir la conductividad térmica entre el cristal y el aire. El criostato se encuentra normalmente en vacío y sellado por el fabricante [27].

Cuando la radiación gamma ingresa al volumen sensible del detector, la energía es absorbida y convertida en carga eléctrica. La señal eléctrica proveniente del detector debe ir directamente a un preamplificador, el cual convierte el pulso de carga proveniente del detector en un pulso de voltaje, luego conduce el pulso al siguiente elemento del circuito. El amplificador incrementa el valor del pulso de voltaje del preamplificador llevándolo del orden de milivoltios a unos cuantos voltios. Es importante resaltar en este punto que el amplificador debe ser lineal, de tal manera que se preserve la proporcionalidad entre la energía de la radiación y la amplitud del pulso. La gran cantidad de pulsos que pueden ser producidas por una compleja cadena de desintegración puede ser observada en un analizador multicanal (MCA, por sus siglas en inglés) en forma de histograma. Los pulsos entrantes son entonces digitalizados y el resultado es almacenado en un espacio de memoria denominado canal. El resultado del espectro de altura de pulsos puede ser entonces utilizado para determinar las energías de las radiaciones emitidas por la fuente a partir de su posición en la escala horizontal y sus intensidades relativas asociadas a las áreas de varios picos en el espectro[26]. Un diagrama esquemático del equipo que es utilizado a fin de realizar espectrometría gamma se muestra en la Figura 3-14.

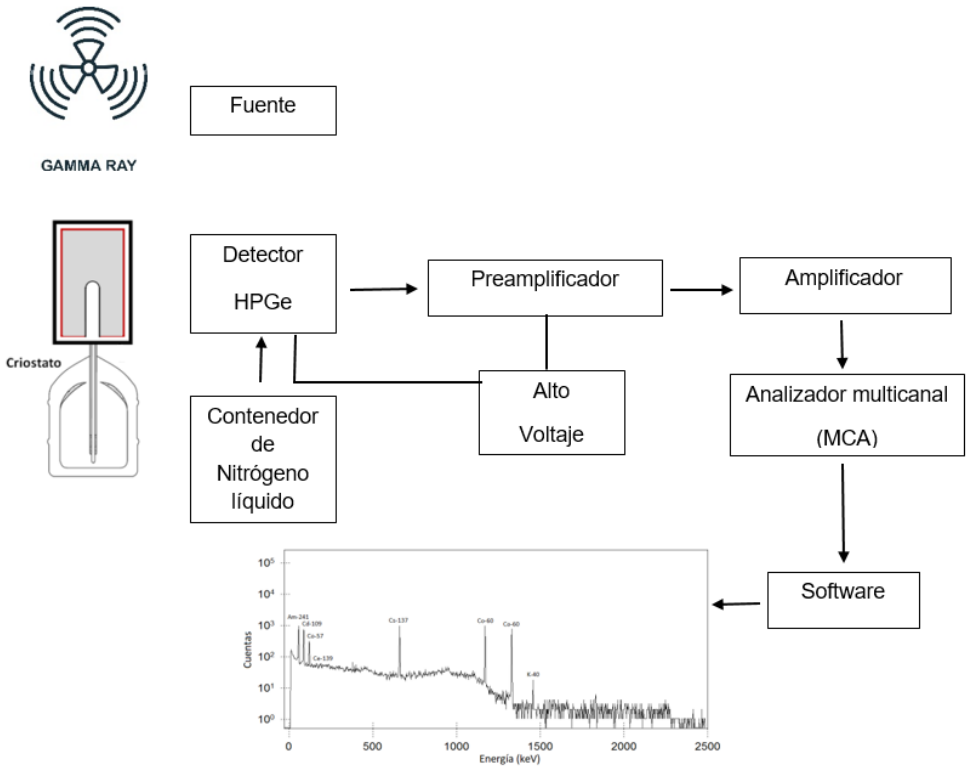

Figura 3-14: Representación esquemática de un sistema de espectroscopia de rayos gamma con detector de HPGe. Tomado y modificado de [26].

4 Metodología

Este capítulo describe los materiales utilizados y la metodología implementada para evaluar la eficiencia del autoblindaje del ciclotrón Eclipse HP del INC, además de la técnica que se utilizó para determinar las componentes que sufren activación neutrónica.

Para verificar que los niveles de radiación durante la producción de ^{18}F en el búnker del ciclotrón de la Radiofarmacia se encuentran dentro de los límites establecidos por el fabricante, se seleccionaron inicialmente los puntos de medición basados en el modelo de caja proporcionado por este. Debido a las condiciones operativas actuales del acelerador, no fue posible irradiar simultáneamente los dos blancos de producción de ^{18}F (*dual beam*), por lo que las mediciones se realizaron alternando la irradiación de cada blanco de producción (*single beam*). Para obtener un mapeo adecuado del campo de radiación generado, se seleccionaron 17 puntos alrededor del ciclotrón y en las inmediaciones del búnker. Primero se tomaron mediciones en los puntos cercanos al primer blanco irradiado, y posteriormente en los puntos cercanos al segundo blanco de producción de ^{18}F.

Fue necesario ajustar las dimensiones del modelo de caja a la infraestructura existente de la Radiofarmacia del INC, como se muestra en la Figura 4.1. Los puntos de medición se localizan en coordenadas (x, y, z), tomando como origen el punto central del ciclotrón, tal como se describe en la tabla 4-1. Estos puntos fueron marcados dentro del búnker de la Radiofarmacia para las mediciones posteriores con los distintos detectores utilizados.

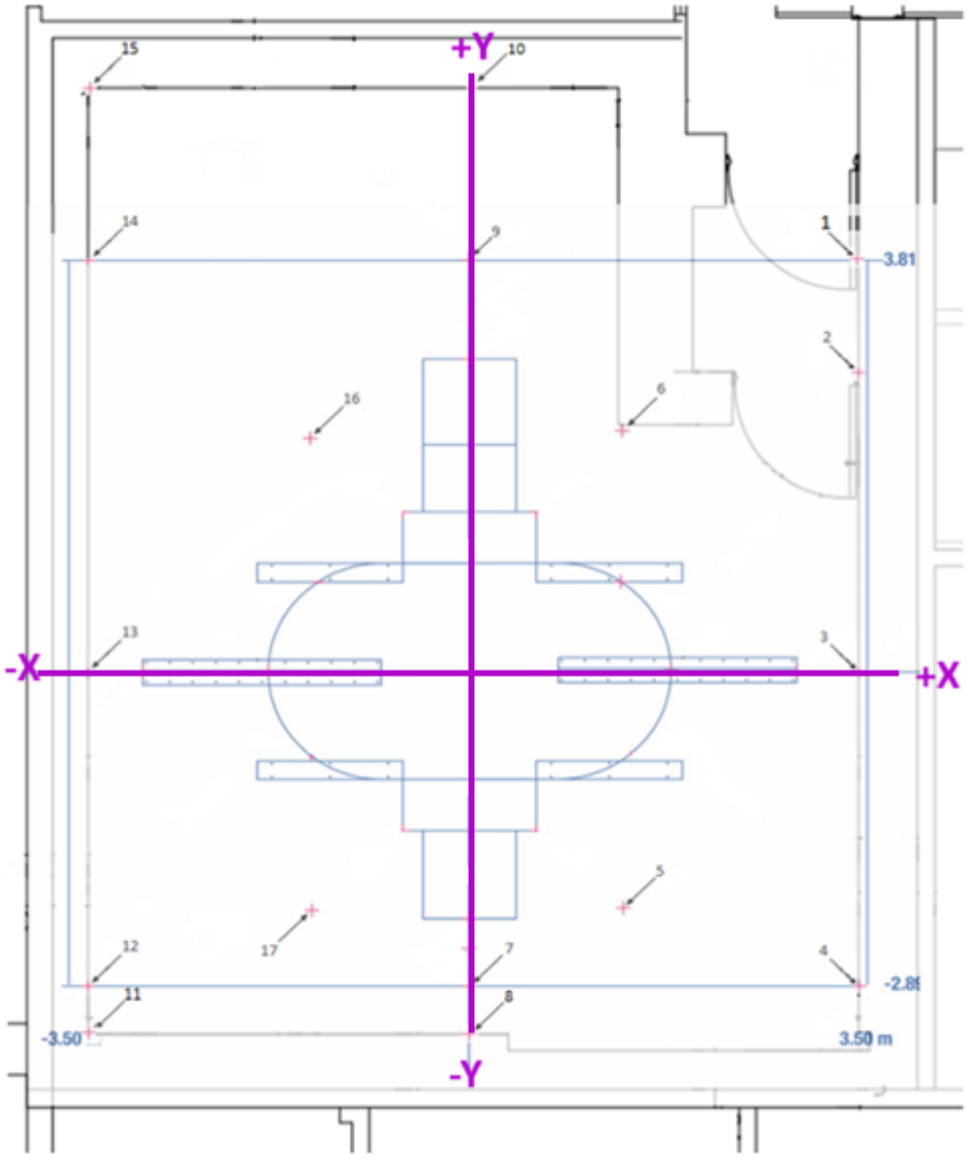

Figura 4-1: Puntos a medir representados en un plano cartesiano, tomando como referencia el modelo de caja del ciclotrón Siemens HP ajustado a la infraestructura de la Radiofarmacia. La imagen es una modificación de [12]

	Coordenadas		
punto	**x (cm)**	**y (cm)**	**z (cm)**
1	346	381	100
2	346	236	100
3	346	0	100
4	346	-290	100
5	140	-218	100
6	140	218	100
7	0	-290	100
8	0	-322	100
9	0	381	100
10	0	505	100
11	-335	-322	100
12	-335	-290	100
13	-335	0	100
14	-335	381	100
15	-335	505	100
16	-140	218	100
17	-140	-218	100

Tabla 4-1: Coordenadas de (x,y,z) de los puntos seleccionados.

4.1 Medición de radiación gamma

Para la medición de la radiación gamma dentro del búnker del ciclotrón, se utilizaron dos clases de detectores: cristales TLDs y un detector Geiger-Müller. La elección de estos equipos se basó en la disponibilidad dentro de los servicios de Radiofarmacia y Radioterapia, asegurando que las mediciones puedan ser reproducibles en futuras evaluaciones dentro del servicio. Además, el uso de ambos sistemas permite realizar un comparativo entre los valores obtenidos con estos dos sistemas de detección.

4.1.1 Cristales TLDs

La dosimetría con TLD requiere un proceso de selección, adecuación y calibración, previo a la implementación de los dosímetros para la medición de la dosis equivalente, para esto fue necesario utilizar los siguientes materiales.

4.1.1.1 Materiales

TLD (MTS-N)

Los cristales Termoluminiscentes (TL) utilizados en este trabajo fueron TLD MTS-N son una variedad de dosímetros TL, similares a los TLD-100, fabricados por RADCARD y distribuidos por RadPro[1] (Figura 4-2). Se caracterizan por ser un aislante de fluoruro de litio dopado con impurezas de magnesio y titanio(LiF:Mg,Ti), con dimensiones de 3,2 mm x 3,2 mm x 0,38 mm en formato chip, densidad de 2,5 g/cm^3 y Z efectivo de 8,2. Cuentan con un rango de linealidad 50 µGy hasta 5 Gy, con un desvanecimiento térmico menor al 5 % por año a temperatura ambiente y una repetibilidad en el rango del 2 % [24].

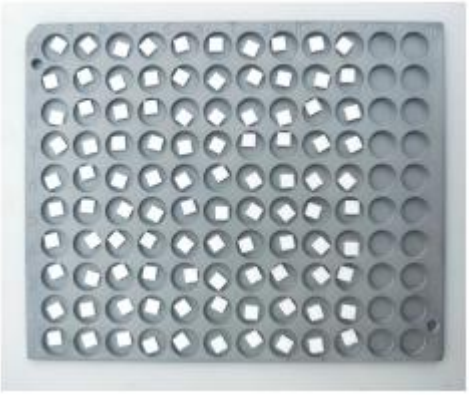

Figura 4-2: Dosímetros TLD-MTS-N fabricados por RADCARD. Imagen tomada de [29]

Horno de calentamiento

Horno TLD Heat como el que se muestra en la Figura 4-3. El horno de recocido de TLD Heat ha sido desarrollado especialmente para la dosimetría termoluminiscente. Se utiliza para el calentamiento de TLD antes de la irradiación y para el precalentamiento después de la irradiación y antes de la lectura por un lector de TLD. La cámara de calentamiento de acero inoxidable con circulación de aire se caracteriza por su excelente uniformidad de temperatura. Los ciclos de calentamiento y enfriamiento reproducibles son esenciales para que los dosímetros termoluminiscentes mantengan una sensibilidad constante y lecturas de fondo bajas. con temperatura máxima de 400 °C .

Figura 4-3: Horno TLD Heat con capacidad de 3 bandejas de calentamiento. Imagen tomada de [29]

Fuente de calibración

La fuente utilizada para la calibración es una fuente de ^{137}Cs de la marca Hopewell Designs, INC y modelo G10-1-12-20 LS y con un recubrimiento cilíndrico de acero y plomo de 76.2 x 60.9 cm de espesor para absorber la radiación beta, esta fuente está ubicada en el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del Servicio Geológico Colombiano (Figura 4-4). Además de la fuente se utiliza un sistema de ajuste para modificar la magnitud de la dosis equivalente impartida.

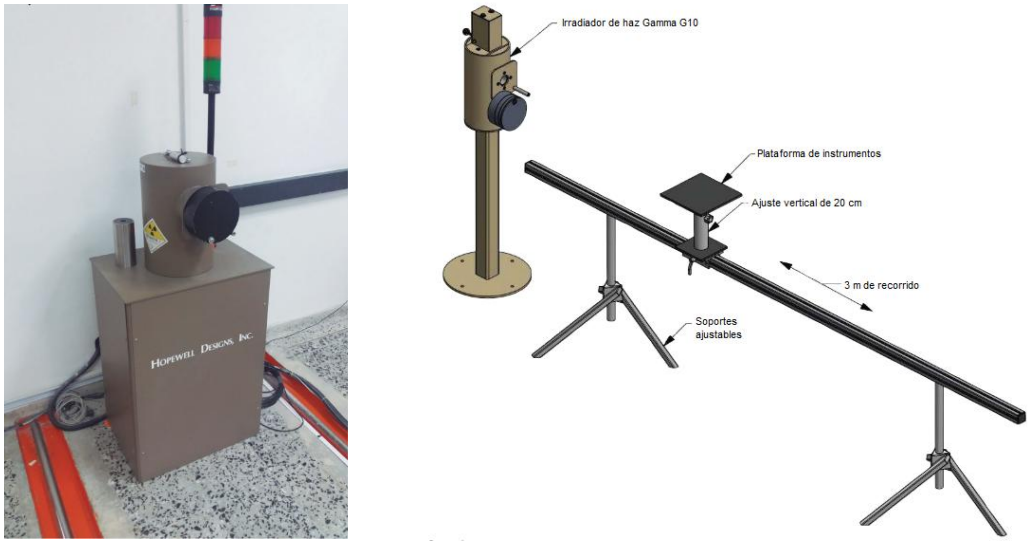

Figura 4-4: Irradiador G-10-1-12-20 del Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del Servicio Geológico Colombiano, imagen propia del autor. Además, se muestra el esquema de las diferentes componentes del irradiador [36]

La fuente de ^{137}Cs tiene una semivida de 30.17 años. En el 94.65% de los casos se transforma en Bario-137 en estado excitado (^{137}Ba*) por decaimiento beta menos con emisiones de electrones con una energía máxima de 0.512 MeV. Posteriormente el ^{137}Ba* se convierte, con un tiempo de semivida de 2.55 minutos, en un núcleo estable de ^{137}Ba por decaimiento gamma con emisiones de fotones de 0.661 MeV [30]. Figura 4-5.

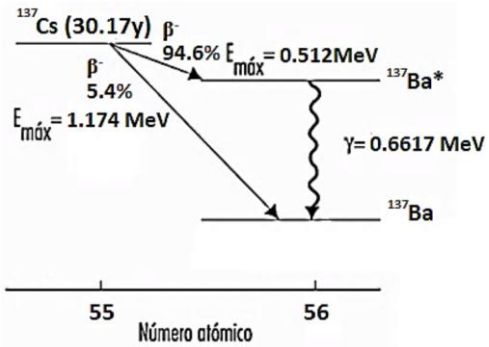

Figura 4-5: Esquema de decaimiento del ^{137}Cs. Tomado de [30]

Equipo lector TL

El equipo lector utilizado para conocer la dosis equivalente de cada TLD fue el lector manual Thermo Scientific™ Harshaw TLD™ modelo 4500, este equipo requiere un generador de aire seco Harshaw Bicron Modelo 4488 y un computador para visualizar, almacenar y procesar los datos (Figura 4-6), el sistema de lectura es propiedad del Departamento de Física de la Universidad Nacional. El generador de aire seco provee al lector aire limpio y seco manteniendo la presión en 60 psi y la humedad por debajo del 3%. El lector procesa un dosímetro TLD a la vez, aplicando el TTP (*Time Temperature Profile*) programado y se conecta a un computador externo para trasmitir la información al software TLD-REMS (*Radiation Evaluation and Management System*) el cual permite medir los procesos, almacenar datos y parámetros operacionales, mediante una gráfica en tiempo real la corriente eléctrica contra 200 canales de adquisición de datos distribuidos en el periodo de integración especificado. La información registrada se exporta en un archivo ASCII, con los datos del equipo lector, el número de identificación del dosímetro, la hora y la fecha de la lectura, el voltaje de operación, la temperatura máxima de lectura, la tasa de calentamiento, el valor de la carga en nC, el valor de la máxima intensidad y 200 pares de datos, intensidad TLD en unidades arbitrarias contra temperatura en grados centígrados. Con el mismo programa se controlan también otros parámetros como el intervalo de temperaturas de la lectura y la tasa de calentamiento.

Figura 4-6: 1. Sistema Lector de TLD de la marca *Thermo Scientific™ Harshaw TLD™* modelo 4500**. 2**.computador para visualizar. **3.** el generador de aire seco *Harshaw Bicron* Modelo 4488. Imagen propia.

Portadosímetro

Para le medición de la dosis equivalente de los dosímetros dentro del bunker del ciclotrón, se utilizada una porta dosímetro TLD marca: *Harshaw*, modelo: 8825, el cual está compuesto por dos láminas idénticas de plástico con cuatro filtros de diferentes materiales.

- Filtro 1: 3,9 mm de espesor de plástico PTFE (politetrafluoroetileno)
- Filtro 2: 3,0 mm de espesor de cobre, más 0,5 mm de plástico PTFE a cada lado
- Filtro 3: Ventana abierta, sin filtración
- Filtro 4: 4,0 mm de espesor de aluminio.

El portadosímetro permite colocar un TLD detrás de cada filtro atenuador. Para este montaje, se utilizó únicamente un TLD por portadosímetro, el cual se ubicó en el filtro 1 de PTFE, especialmente diseñado para la medición de fotones, como lo muestra la Figura 4-7.

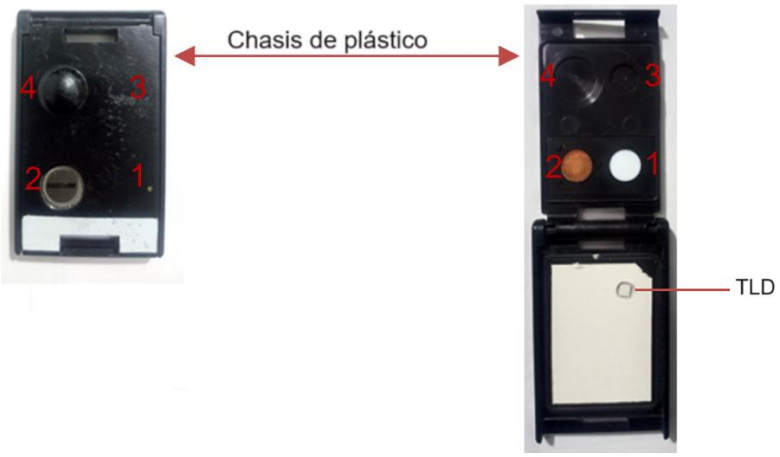

Figura 4-7: Porta dosímetros TLD marca: Harshaw, modelo: 8825 utilizado para la medición de la dosis equivalente producida por fotones gammas, donde se muestras los diferentes filtros atenuadores de los que dispone y el posicionamiento del TLD dentro del chasis. Imagen propia.

4.1.1.2 Selección de dosímetros Termoluminiscentes

Previo a la utilización de los dosímetros para la medición de la radiación gamma producida durante el funcionamiento del ciclotrón, estos se deben acondicionar y seleccionar los TLDs que presenten una mejor respuesta a la radiación.

Para el proceso de acondicionamiento se selecciona un lote de 39 dosímetros. Este acondicionamiento consiste en someter al lote completo a un perfil de calentamiento de 1 hora a 400 °C, después de diez minutos se realiza otro calentamiento de 2 horas a 100 °C. El primer calentamiento tiene por objetivo borrar la señal acumulada, debido a la radiación de fondo durante su almacenamiento. En este proceso las trampas de los portadores de carga se vacían completamente y se restablece la configuración original de las impurezas. Este calentamiento de borrado se lleva a cabo para eliminar cualquier información que el lote de TLDs haya podido guardar debido a posibles exposiciones UV. Cabe resaltar, que los TLD MTS-N no son sensibles a las luces LED de los laboratorios, dando una certeza de la no existencia de señales impuras en la lectura de la información debido a este tipo de radiación [29]. Posterior al calentamiento de borrado, estos se dejan reposar durante 24 horas encima de un bloque de refrigeración de aluminio. Cuando un dosímetro no recibe un tratamiento térmico adecuado los portadores de carga remanentes en niveles de energía muy profundos producen cambios en su sensibilidad. Cabe recalcar que se tuvo especial cuidado en seguir estrictamente las etapas de calentamiento y enfriamiento, tanto en tiempo como en temperatura.

Un día después del proceso de calentamiento, el lote de dosímetros fue expuesto al campo de radiación gamma provenientes del irradiar de ^{137}Cs *Hopewell Designs*, INC. Los dosímetros se colocaron sobre un Phamton de dimensiones de 30x30x15 cm que está compuesto por una carcasa de polimetilmetacrilato (PMMA) conteniendo agua en su interior. La carcasa tiene un espesor de 2.5 mm en su cara frontal, donde se sitúan los TLDs y 10 mm en el resto, el cual se utiliza para generar dispersión del haz de radiación, además se posiciona una lámina de PMMA a 10 cm de distancia de los dosímetros para garantizar el equilibrio de partícula cargada (Figura 4-8).

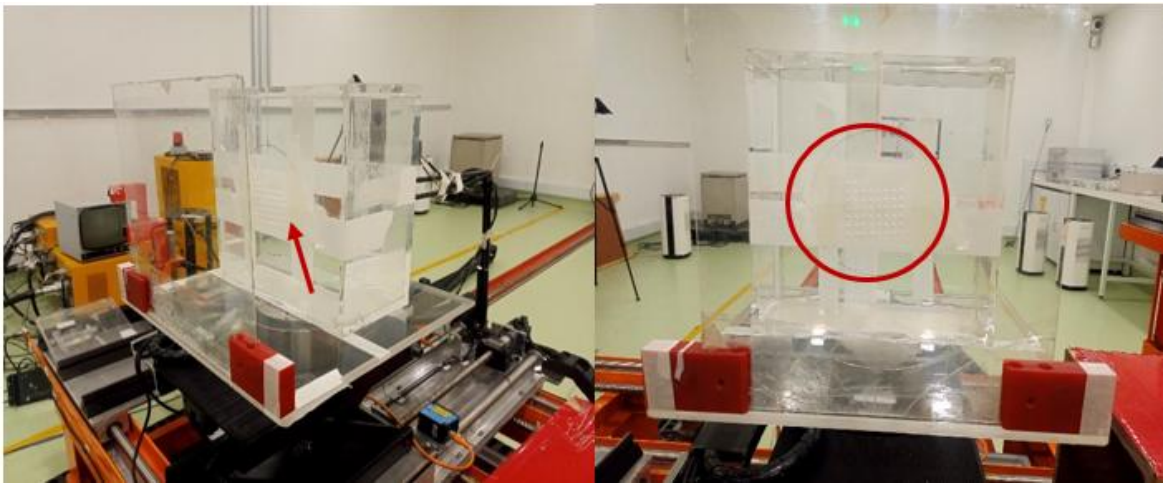

Figura 4-8: Posicionamiento de los TLDs. Imagen propia.

Posteriormente el conjunto de dosímetros se posiciona a una distancia de la fuente de 150 cm, en un campo de irradiación de 10x10 cm, el tamaño del campo no influye en el resultado de las mediciones, pues los dosímetros fueron irradiados en su totalidad, ya que se aseguró que todos estuvieran dentro del campo. Los TLDs fueron expuestos a una dosis equivalente de radiación 1.987 mSv/h durante 54.36 segundo para obtener una dosis equivalente de 30 μSv. La Figura 4-9 muestra un modelo del montaje experimental utilizado.

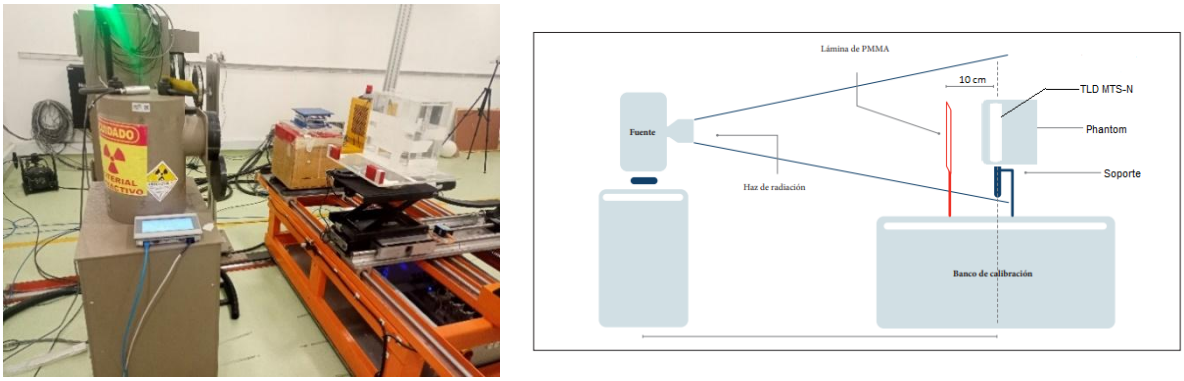

Figura 4-9: Montaje experimental utilizado en la irradiación de los TLDs. Imagen propia.

Un día después del proceso de irradiación, a los dosímetros se les aplicó un proceso de calentamiento de 100°C durante 10 minutos para estabilizar los picos de baja temperatura, y posteriormente fueron leídos utilizando en lector manual *Thermo Scientific™ Harshaw* TLD™ modelo 4500. Es importante mencionar que en este trabajo se buscó la mejor rampa

de calentamiento que permitiera la formación de la totalidad de la curva de brillo, donde el mejor ajuste se consiguió con una rampa que inicia en 40°C hasta 350°C con una tasa de calentamiento de 2°C/s, todo este proceso de calentamiento se llevaba a cabo durante 250 segundos (Figura 4-10).

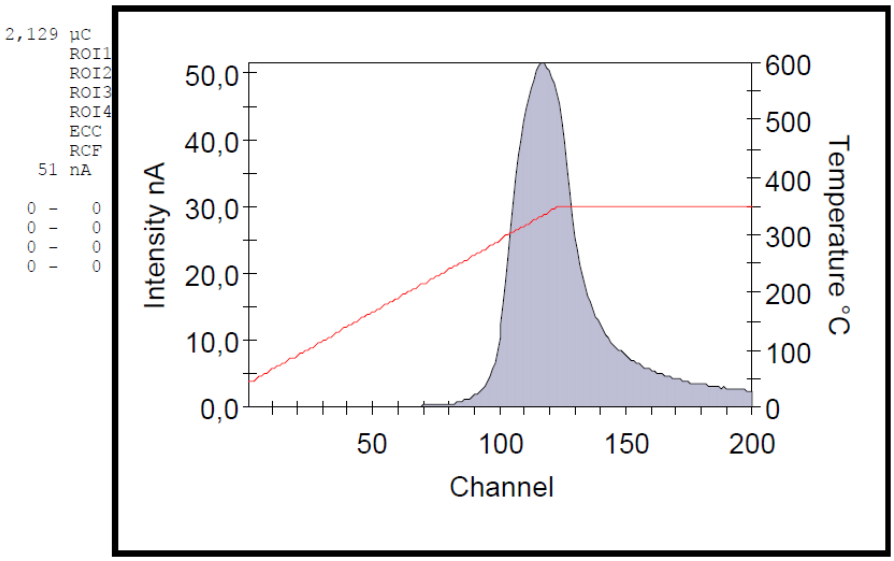

Figura 4-10: Rampa de calentamiento utilizada y curva de brillo obtenida a partir de las lecturas de uno de los TLDs utilizados en este trabajo

El funcionamiento correcto del lector se verifica al iniciar lectura y se repite cada 10 lecturas, junto con una prueba de ruido del tubo fotomultiplicador (*PMT Noise*) (Figura 4-11). y una prueba de la luz de referencia (Figura 4-12). Si los valores de carga obtenidos se mantienen constantes con respecto a los parámetros de lectura habituales, 0.0135±0.0082 y 485.6±6.0 nC, respectivamente, se puede suponer que el equipo funciona adecuadamente. La lectura de ruido corresponde a la luz que llega al TFM por defecto en el equipo y la lectura de referencia a una fuente de luz integrada dentro del lector.

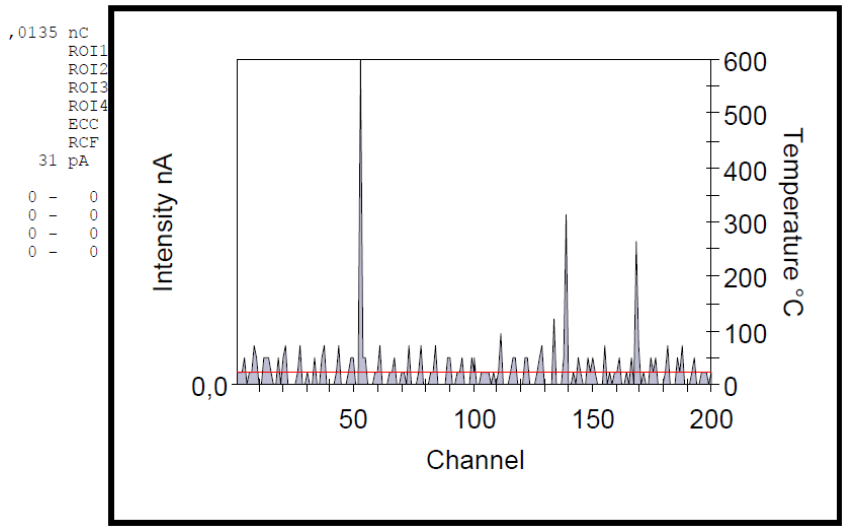

Figura 4-11: Gráfica de PMT Noise obtenida a partir de las mediciones realizadas en este trabajo

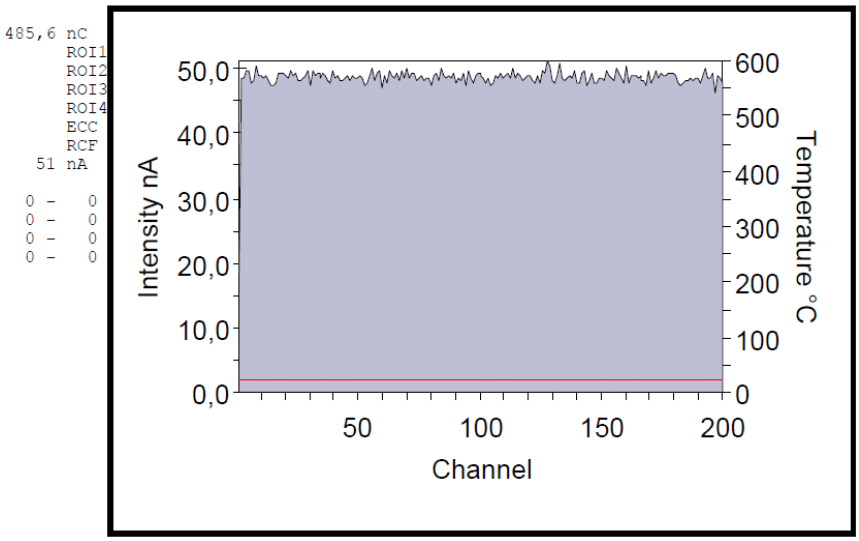

Figura 4-12: Gráfica de Luz de referencia obtenida a partir de las mediciones realizadas en este trabajo

4.1.1.3 Prueba de Reproducibilidad y homogeneidad

La respuesta de un dosímetro también depende del equipo lector, por ello es necesario realizar una prueba de reproducibilidad para evaluar la dispersión de las lecturas obtenidas por un mismo dosímetro a las mismas dosis equivalentes. En experimentos que requieren el uso de varios y distintos dosímetros también es necesaria una prueba de homogeneidad que consiste en una calibración individual para relacionar correctamente las respuestas de los dosímetros obtenida a distintas dosis equivalentes.

La caracterización previa de los dosímetros es importante para evaluar la variabilidad de la respuesta de cada uno con respecto de sí mismo bajo las mismas condiciones de irradiación, prueba de reproducibilidad, y con respecto del valor medio del conjunto, prueba de homogeneidad.

La reproducibilidad de un dosímetro está dada por la Ecuación 4.1, se define como la desviación estándar de las medidas con respecto al valor promedio de la respuesta del TLD obtenido en repetidas irradiaciones bajo las mismas condiciones. La reproducibilidad indica el grado de precisión que tiene cada dosímetro. En dosimetría ambiental y personal la reproducibilidad debe ser menor al ±5%.[31]

$$\mathrm{R} = 100\frac{\mathrm{SD}}{\overline{\mathrm{X}}} \leq \pm 5\% \qquad [4.1]$$

Donde

SD: es la desviación estandar porcentual

$\overline{\mathrm{X}}$: Valor promedio

La homogeneidad de un lote de dosímetros está dada por la Ecuación 4.2, se define como la desviación estándar con respecto al valor promedio del lote, de la respuesta de un conjunto de dosímetros irradiados bajo las mismas condiciones. En dosimetría se dice que un conjunto de dosímetros es homogéneo si la homogeneidad del lote es menor que el 5%.[31].

$$\mathrm{H} = 100\frac{\mathrm{SD}}{\overline{\mathrm{X}}_{\mathrm{lote}}} \leq \pm 5\% \qquad [4.2]$$

Para las pruebas anteriores fue necesario irradiar dos veces todos los dosímetros bajo las mismas condiciones, en distintas oportunidades.

Del lote dosímetros se descartaron aquellos que no cumplen con las tolerancias y que no deberían utilizarse para estudios posteriores a baja dosis equivalente.

4.1.1.4 Calibración de dosímetros

Una vez seleccionados los dosímetros que se utilizarán para las mediciones. Se llevó a cabo la calibración a partir de una gráfica que relaciona la señal obtenida con la dosis depositada. Para ello se irradiaron 18 dosímetros con la fuente de ^{137}Cs Hopewell Designs, INC, con una dosis entre 10 μSv a 60 μSv en conjuntos de 3 dosímetros a una misma dosis, después se colocó otro conjunto de 3 dosímetros y se irradiaron a una dosis equivalente mayor. El proceso de repitió hasta cubrir el intervalo de interés.

Para la lectura de los dosímetros se sigue el procedimiento que se utilizó inicialmente en el lector manual *Thermo Scientific™ Harshaw TLD™* modelo 4500. Como la señal dado por el lector para cada TLD no muestra grandes cambios entre cada lectura debido a las bajas dosis equivalentes utilizadas para la calibración, fue necesario determinar el valor del área baja la curva de cada lectura de los TLDs utilizando la herramienta *Graphreader*, esto permitió ajustar la medida a una respuesta mucho más real lector. Una vez obtenidos los datos, se graficó la respuesta nC en función de μSv, a lo que se realizó una regresión cuadrática para conocer la relación la dosis equivalente vs carga.

4.1.1.5 Medición de la radiación gamma utilizando los TLDs

Una vez seleccionados y calibrados los dosímetros para medir la dosis equivalente, cada uno fue colocado detrás del filtro número 1 del portadosímetros y posicionado en los puntos cercanos al blanco de ^{18}F que se deseaba irradiar, como se muestra en la Figura 4-13. Las mediciones con los TLDs alrededor del ciclotrón se realizaron durante la producción de ^{18}F a una corriente de irradiación de 60 μA, durante 2 horas (120 minutos). Este proceso se repitió con los TLDs ubicados en los puntos cercanos al segundo blanco irradiado.

Figura 4-13: Posicionamiento del TLD sobre la pared del bunker. En color rojo se resaltan los distintos puntos seleccionados a medir. Imagen propia.

4.1.2 Sistema ROTEM

Para comparar la respuesta de los TLDs a la radiación gamma dentro del bunker del ciclotrón se utilizó un detector gaseoso tipo Geiger Müller de la marca ROTEM, modelo GM Medismarts GM-42, este equipo tiene un rango de medición de 0.1 μSv/h a 10 mSv/h (0.01 mR/h a 1 R/h), una precisión de lectura del ±10%, puede medir en un rango de energía entre 50 KeV - 1.5 MeV con una dependencia energética del ±20%, Esto significa que la respuesta del detector puede variar en un ±20% dependiendo de la energía de los fotones gamma que inciden en él. Esta característica es importante porque dentro de este rango de energía se encuentran las emisiones gammas que se quieren detectar dentro del bunker del ciclotrón.

El detector se posicionó dentro de una caja para mover el sistema completo entre los 17 puntos del modelo de caja ajustado, tal como se muestra en la (Figura 4-14). Las mediciones se llevaron a cabo durante la producción de ^{18}F a una corriente de irradiación 60 μA durante 2 horas (120 minutos) en cada blanco, repitiendo el mismo proceso para los puntos cercanos a la región el segundo blanco, para este proceso se tomaron diez medidas por punto.

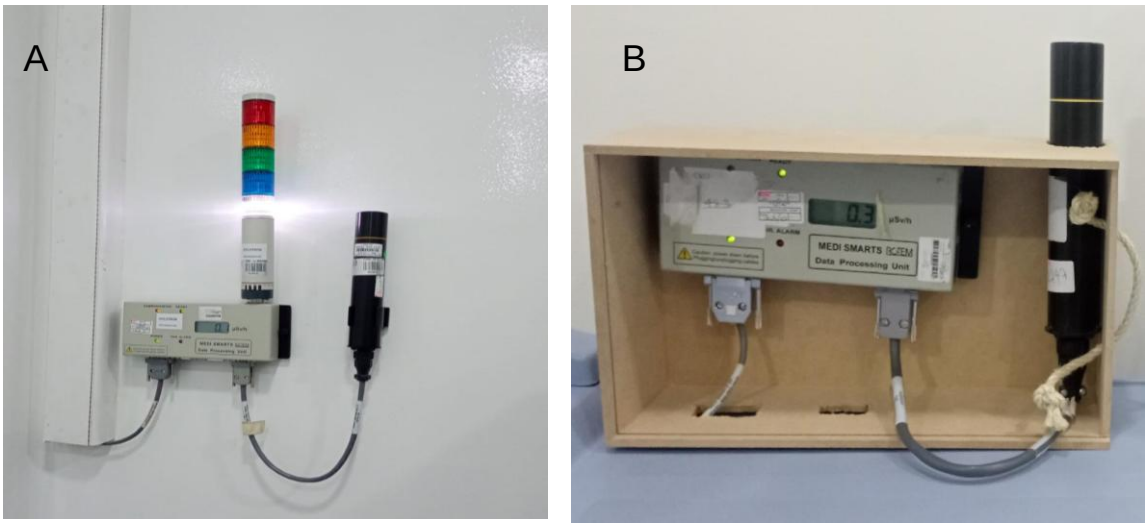

Figura 4-14: (A) Detector fijo tipo Geiger Müller de la marca ROTEM, modelo GM Medismarts GM-42 ubicado en el búnker de ciclotrón. **(B)** Ajuste del Geiger Müller ROTEM dentro una caja para su ubicación en los distintos puntos del bunker. Imagen propia.

4.2 Medición de neutrones

Para la medición de la radiación debida a neutrones se utilizó un detector proporcional portátil de la marca Ludlum modelo 2241-4 con el que cuenta la Radiofarmacia del Instituto Nacional de Cancerología, (Figura 4-15), este detector se encuentra con calibración vigente a la fecha de realización de este trabajo.

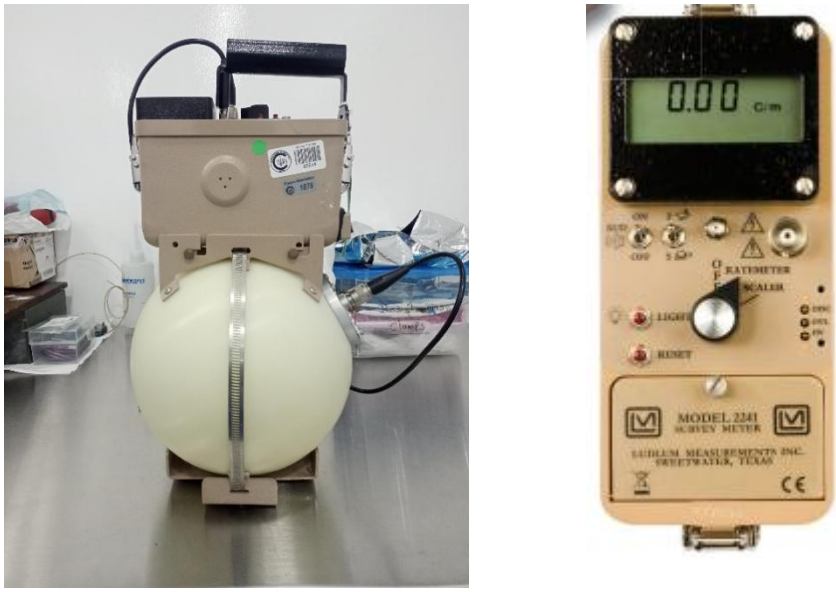

Figura 4-15: medidor de neutrones portátil, Ludlum modelo 2241-4. Imagen propia.

El sistema de detección de neutrones está compuesto por un contador proporcional con un gas de ^{3}He a una presión 2 atmosferas y una esfera de polietileno cargada con cadmio de 22,9 cm (9 pulg) de diámetro que funciona como moderador, este detector tiene una sensibilidad desde neutrones térmicos hasta neutrones de 12 MeV, con un rango de medición de 0 a 100 mSv/h (0 a 10.000 mrem/h), un rango de linealidad del 10%, y no es sensible a la radiación gamma por debajo 100 mSv/h (10 R/h)[28].

Al igual que la medición realizada para el monitoreo de fotones, se asegura que mantener los parámetros de irradiación de ciclotrón de 60 μA durante 2 horas alternando la medición para cada blanco, para medir la tasa de dosis equivalente debida neutrones en la totalidad de los puntos. Con el fin de posicionar el detector de neutrones en la altura en la coordenada z de puntos del modelo da caja ajustado, el detector se ubicó sobre una mesa para poderlo mover entre cada punto, como se muestra en la Figura 4-16.

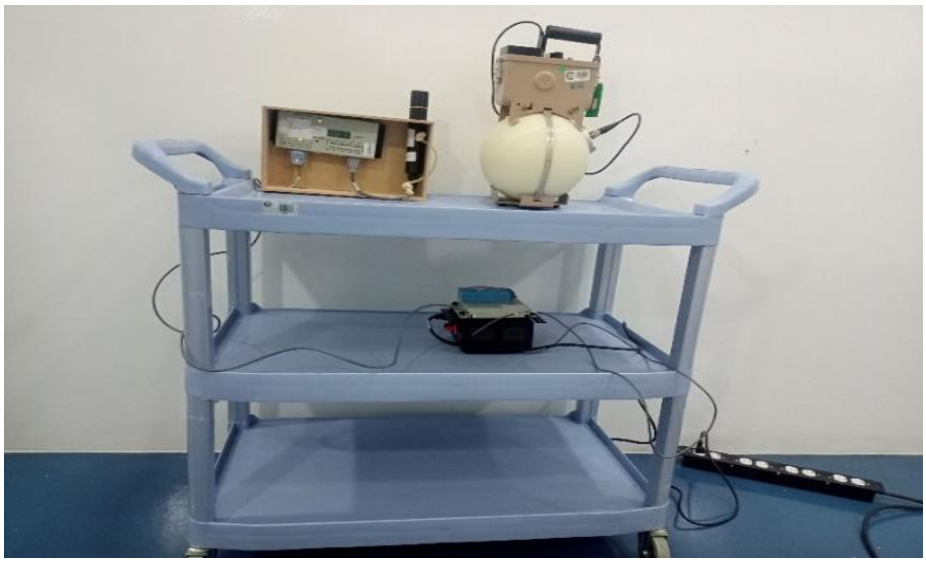

Figura 4-16: Se adapta el detector de neutrones Ludlum modelo 2241-4 y el Geiger Müller ROTEM sobre una mesa para permitir el desplazamiento de los equipos entre las coordenadas seleccionadas. Imagen propia.

4.3 Espectrometría gamma

La espectrometría gamma de alta resolución se utilizó para evaluar los diferentes tipos de radionúclidos producidos por activación durante la producción del ^{18}F al interior del ciclotrón y en las paredes del bunker. Para esto se utilizó un espectrómetro gamma HPGe (detector tipo-p) de la marca *Baltic Scientific Instruments* (BSI), modelo GCD-30180 ubicado en el servicio de Radiofarmacia del INC, este equipo posee un rango de energía de 40 keV a 10 MeV, además de una alta eficiencia de detección de radiación del 30%, una resolución de energía de 875 eV a 122 keV. Los detectores de HPGe suelen fabricarse en dos geometrías: plana y coaxial. En este trabajo se ha utilizado un detector de geometría coaxial, que permite obtener volúmenes de detección mayores en comparación de la geometría plana, por lo que permite la detección de radiación en cualquier orientación espacial. Para mantener el alto grado de vacío que proporciona un buen aislamiento, se emplean sustancias (como tamices moleculares o partículas de carbón) que absorben cualquier posible impureza que pueda deteriorar el vacío. En la Figura 4-17(a) se muestra el detector de HPGe utilizado en este trabajo. El cristal detector se encuentra en el interior de un blindaje de plomo de 10 cm de espesor. Este blindaje proporciona el aislamiento necesario para que la radiación ambiental no interfiera en las medidas.

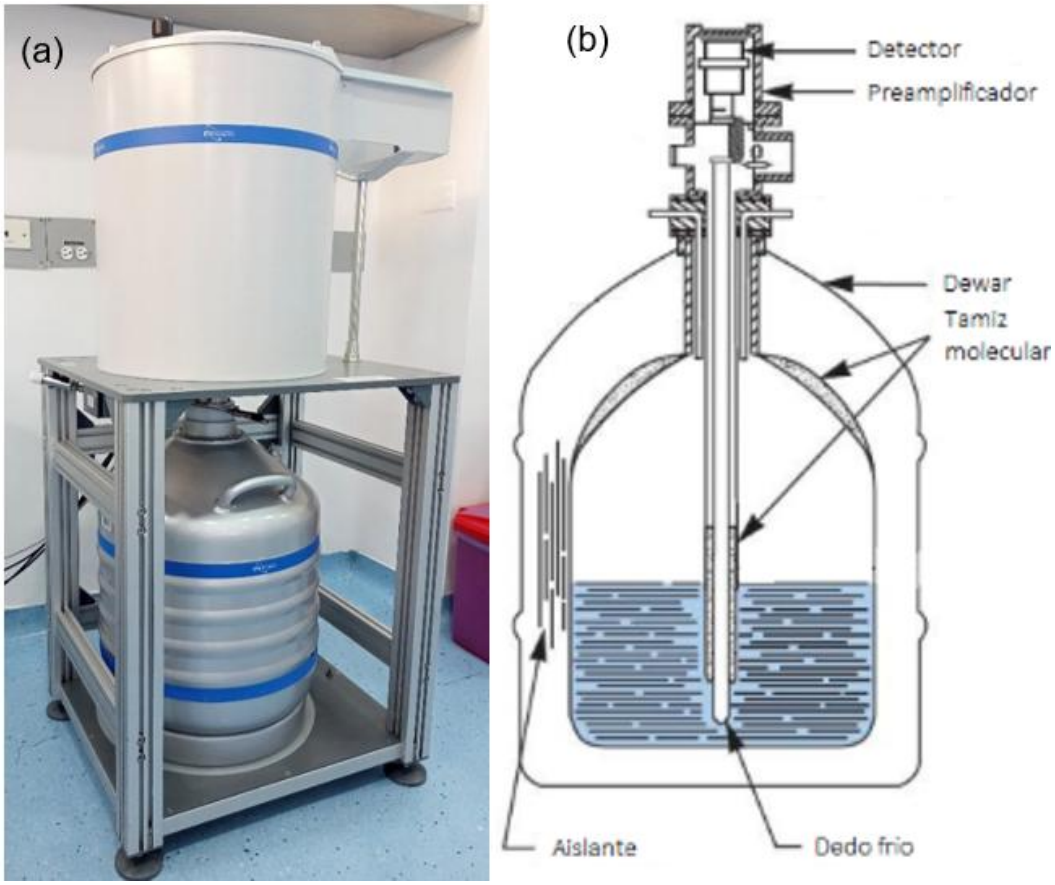

Figura 4-17: (a) Detector HPGe (detector tipo-p) de la marca Baltic Scientific Instruments (BSI), modelo GCD-30180. **(b)**Configuración del detector incluyendo el criostato y el recipiente Dewar. La imagen de la izquierda es de autoría propia, mientras que la de la derecha fue tomada de [37].

4.3.1 Calibración del detector de germanio Hiperpuro (HPGe)

La calibración del detector gamma permitió interpretar el espectro de rayos gamma en términos de energía y cantidad de radionúclido. Hay tres parámetros importantes que se deben ajustar para la obtención de los espectros. La calibración de energía, calibración del ancho de pico a media altura (*Full Width at Half Maximum* por sus siglas FWHM) y la calibración por eficiencia. Para este trabajo no se evaluó la calibración por eficiencia ya que no se disponía de las fuentes necesario para este proceso.

4.3.1.1 Calibración por energía

La idea principal de esta calibración es encontrar una relación entre la posición del pico (canales) en el espectro y la energía de rayos gamma correspondiente. Para ello se mide una fuente radiactiva o con una mezcla de diferentes radionúclidos emisores gamma mono energéticos cuyos fotones sean de energías conocidas y cubran el rango de energías en las que funciona el que trabaja el detector, para este caso tomamos varias fuentes de ^{152}Eu, ^{137}Cs y ^{60}Co, no es necesario conocer la actividad de la muestra para realizar esta calibración, es recomendable que el área de los picos que se utilizan para la calibración no sea inferior a 10.000 cuentas. Una vez hecha, el propio software compara la posición (canal) del pico medido con la energía. Es importante, que las energías de calibración abarquen el rango en que se utilizará el espectrómetro y el tiempo para la obtención de estos espectros debe ser suficiente para obtener una buena precisión estadística de los picos. La calibración se enfoca en proporcionar una lista de picos en canales y su respectivo valor de energía. Por lo general, esta relación se ajusta a una recta.

Se inicia correlacionando la posición de los picos con las energías de la biblioteca del *software Spectraline*.

La calibración se ejecuta de la siguiente manera:

- Se identificó del espectro los principales picos de energía mediante la búsqueda automática de picos, los que no fueron seleccionados pueden ser elegidos manualmente asegurándose que encontrar los fotopicos principales de los radionúclidos utilizados para la calibración.

- Mediante la lista de librería de radionúclidos que posee Spectraline se arrastran los picos de energía de referencia ubicando cada uno en el pico del espectro obtenido según corresponda (Figura 4-18).

- A continuación, se aplica el procedimiento donde se arroja una gráfica que muestra la relación entre energía (keV)y canales como se observa en la Figura 4-19. Esta regresión lineal también fue aplicada en Python donde se buscó un ajuste entre la

asociación de los fotopicos de las fuentes de calibración y los 16.384 canales del detector

- Guardar todos los espectros usados en el procedimiento para obtener los resultados de la calibración por energía.

- En la barra de herramientas en configuración se carga el archivo de calibración por energía.

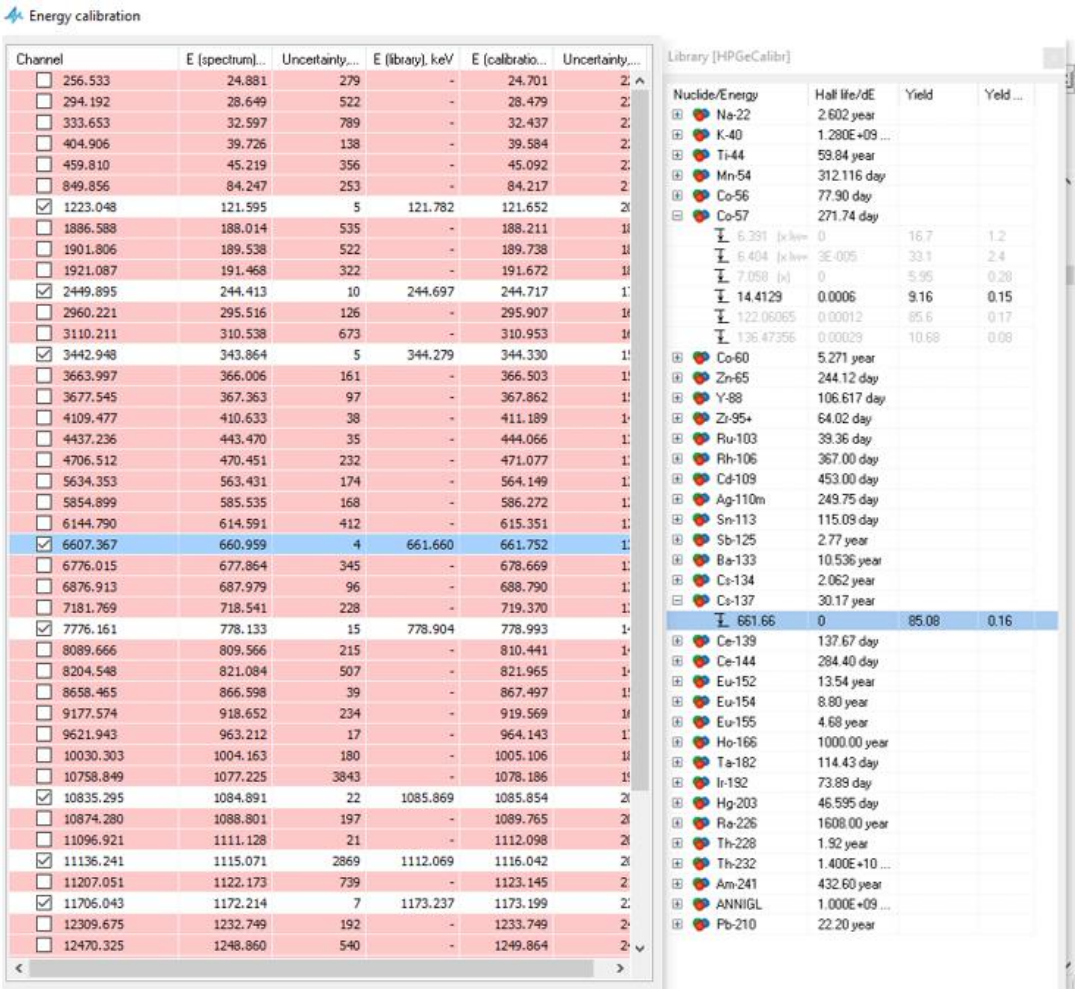

Figura 4-18: Lista de librería de radionúclidos de Spectraline, permite la búsqueda de los picos de energía del ^{152}Eu, ^{137}Cs y ^{60}Co. La imagen fue tomada directamente de la interfaz del software.

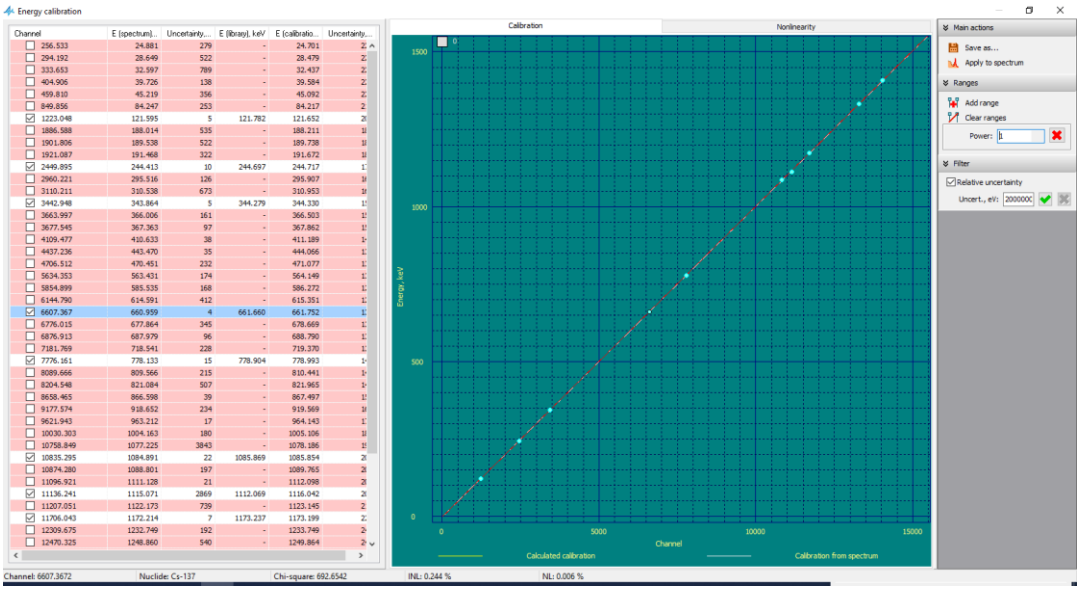

Figura 4-19: Gráfica de la calibración por energía, obtenida en el Software Spectraline.

4.3.1.2 Calibración por FWHM

Esta calibración se realiza para relacionar el FWHM (keV) de los fotopicos con su energía, este parámetro es de vital importancia para la medición del área bajo la curva del pico y para el ajuste correspondiente. El objetivo principal es determinar el ancho de un pico a media altura en función de la energía.

La calibración se ejecuta en la barra de herramientas de FWHM seleccionando los espectros con los que se realizó la calibración de energía. Establecer los siguientes parámetros:

- Se identificaron del espectro los principales picos de energía mediante la búsqueda automática de picos.

- En el software *Spectraline* ejecutar la calibración FWHM

- Establecer el grado del polinomio de aproximación en el rango de 0 a 4 como mejor se ajuste. Para este trabajo el mejor ajuste se consiguió un con polinomio de grado 2.

- Una vez que se da la orden de calibrar, el programa brinda la información en una tabla de datos con los valores FWHM de referencia y FWHM de los picos del espectro seleccionado. Los resultados de la calibración se muestran en una gráfica de FWHM en función de la energía del pico como se observa en la Figura 4-20.

- Si los resultados no son satisfactorios se puede cambiar el grado del polinomio y eliminar las líneas con gran error.

- Por último, se debe aplicar la calibración a los espectros utilizados, se guarda y se ejecuta la identificación de picos para corroborar la correcta calibración del equipo Figura 4-21.

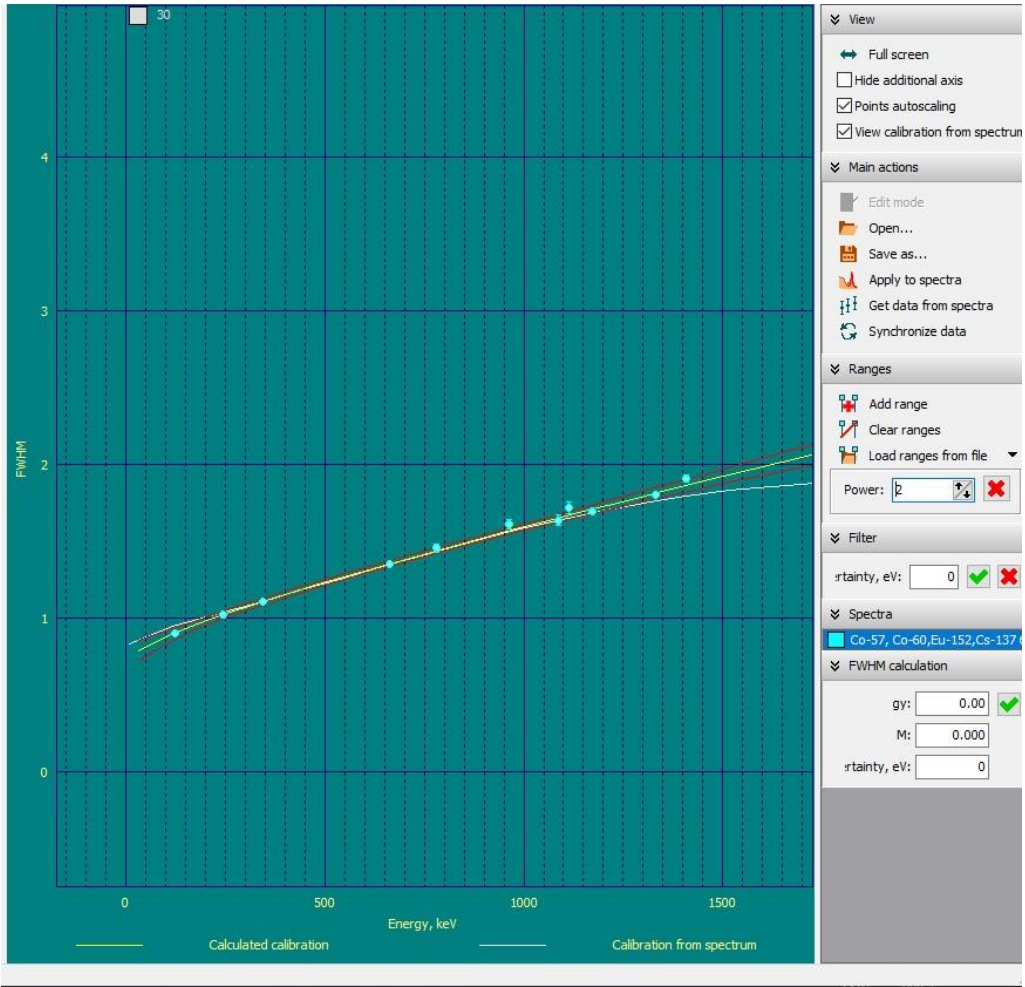

Figura 4-20: Calibración por FWHM. La imagen fue tomada directamente de la interfaz del software *SpectraLine* GP 1.6.

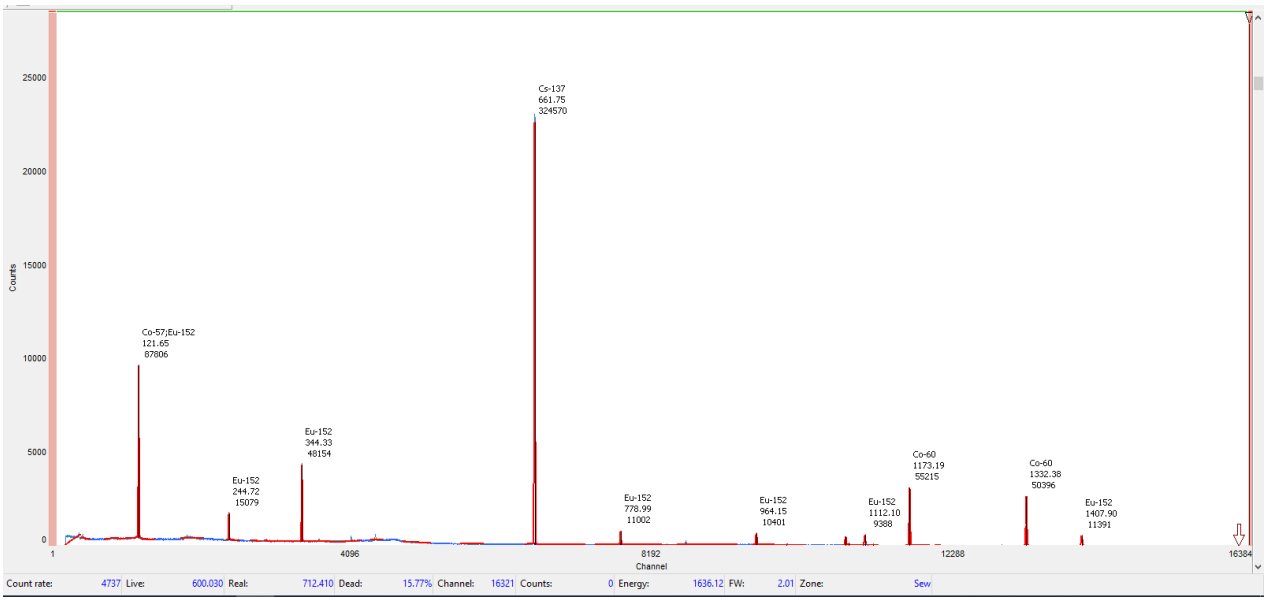

Figura 4-21: Aplicación de la calibración al espectro. La imagen fue tomada directamente de la interfaz del software *SpectraLine* GP 1.6.

4.3.2 Obtención del espectro dentro del bunker del ciclotrón

Para detectar e identificar los rayos gamma emitidos por los radionúclidos dentro del bunker del ciclotrón fue necesario retirar el detector de HPGe del blindaje plomado que lo recubre con el fin de obtener la mayor información posible dentro de esta área.

Inicialmente se midió el fondo radiactivo de la Radiofarmacia durante 12 horas, colocando el detector en un área alterna al bunker del ciclotrón como se muestra Figura 4-22. Fue necesario asegurarse de no tener fuentes radiactivas cercanas que afecten la medida. Sin embargo, al tratarse de una Radiofarmacia el espectro podrá detectar los radionúclidos comúnmente utilizados para la elaboración de radiofármacos en el servicio.

Figura 4-22: Medición del fondo radiactivo de la Radiofarmacia con el detector de HPGe fuera de su barril plomado.

Una vez obtenido el fondo de la Radiofarmacia se procedió a trasladar el detector hacia el bunker del ciclotrón, donde se tomaron dos medidas, inicialmente se obtiene el espectro gamma de los radionúclidos presente cuando el autoblindaje del ciclotrón se encuentra abierto (Figura 4-23 a) y otro cuando este autoblindaje se encontraba cerrado (Figura 4-23 b). Cada medición fue llevada a cabo durante 12 horas, asegurándose de posicionar el detector HPGe lo más cerca posible al tanque vacío del ciclotrón a una distancia en la que el tiempo muerto no sea mayor al 10%, según como recomienda de [34].

Figura 4-23: (A) Posición para la obtención de espectro gamma dentro del bunker del ciclotrón con el auto blindaje abierto. Y **(B)** con el autoblindaje cerrado.

5 Resultados y discusión.

En el presente trabajo se evaluó la eficiencia del autoblindaje del ciclotrón Eclipse HP, con el fin de estimar la dosis equivalente debida a neutrones como a radiación gamma generada durante la producción de ^{18}F. Los resultados obtenidos se alinean con los objetivos específicos planteados, y se presentan a continuación en tres partes principales: la verificación de los niveles de radiación en la zona controlada, la discriminación de la dosis equivalente entre fotones y neutrones, y la identificación de radionúclidos activados en las paredes del búnker.

5.1 Medición de la radiación mixta producida durante la producción de ^{18}F en el ciclotrón

Se verificaron los niveles de radiación en una zona controlada ubicada en el búnker del ciclotrón de la Radiofarmacia del INC y se discriminó entre la dosis equivalente de radiación debida a fotones y neutrones en las vecindades del búnker, utilizando métodos de detección específicos para cada tipo de radiación. Esto permitió una evaluación detallada de los componentes de la radiación presentes en el área de estudio.

Para realizar la medición inicial fue necesario llevar a cabo una calibración y adecuación previa de los TLDs, con el fin de garantizar que los equipos de detección estuvieran correctamente ajustados para las condiciones específicas de radiación del entorno. Los resultados obtenidos se compararon con los límites establecidos por el fabricante, y este análisis permitirá confirmar la efectividad del autoblindaje del ciclotrón en las condiciones operativas evaluadas.

5.1.1 Prueba de reproducibilidad y homogeneidad de los TLD(MTS-N)

En las Figuras 5-1 y 5-2 se presenta la información recopilada de las pruebas de reproducibilidad y homogeneidad, respectivamente, al irradiar los dosímetros termoluminiscentes (TLDs) MTS-N con una fuente gamma de ^{137}Cs, para depositarles una dosis equivalente de 30 μSv. Estas pruebas son fundamentales para asegurar la fiabilidad y precisión de los TLDs en la medición de radiación.

La reproducibilidad se utiliza para evaluar la consistencia de las respuestas de los TLDs al ser irradiados varias veces bajo las mismas condiciones, mientras que la homogeneidad mide la exactitud de las respuestas al compararlas con un valor esperado o verdadero. Ambas pruebas son esenciales para seleccionar dosímetros que ofrezcan mediciones confiables y consistentes en el monitoreo de la dosis equivalente de radiación.

Las incertidumbres de origen estadístico, que se muestran en la Tabla 5-1 se calcularon usando la Ecuación 4-2 y representan la dispersión de las respuestas de los dosímetros irradiados bajo condiciones idénticas. Estas incertidumbres están relacionadas tanto con las propiedades del dosímetro como con los instrumentos y procesos de medición. En particular, la reproducibilidad es un indicador clave de la precisión de cada TLD. Un dosímetro se considera altamente preciso cuando presenta una desviación estándar pequeña, lo que indica consistencia en las respuestas al ser irradiado repetidamente con la misma dosis equivalente.

En este estudio, se esperaba que todos los TLDs ofrecieran respuestas uniformes tras ser irradiados varias veces al mismo valor de dosis equivalente. Sin embargo, solo el 46% de los TLDs evaluados lograron mantenerse dentro del rango de tolerancia del ±5%. Los dosímetros que mostraron mayor consistencia fueron seleccionados para el proceso de calibración, lo que indica que su comportamiento era más confiable para mediciones posteriores.

Por otro lado, la homogeneidad se relaciona con la exactitud de los TLDs, definida como la proximidad entre los valores medidos y el valor verdadero o esperado, tomando como referencia la respuesta promedio. Como se observa en la Figura 5-2, en el segundo ciclo

de irradiación las respuestas mostraron una distribución mucho más homogénea en comparación con el primer ciclo. En ambos ciclos, la homogeneidad superó el 30%, lo que refleja cierta variabilidad en las respuestas de los TLDs, aunque se observó una mejora en la consistencia durante el segundo ciclo.

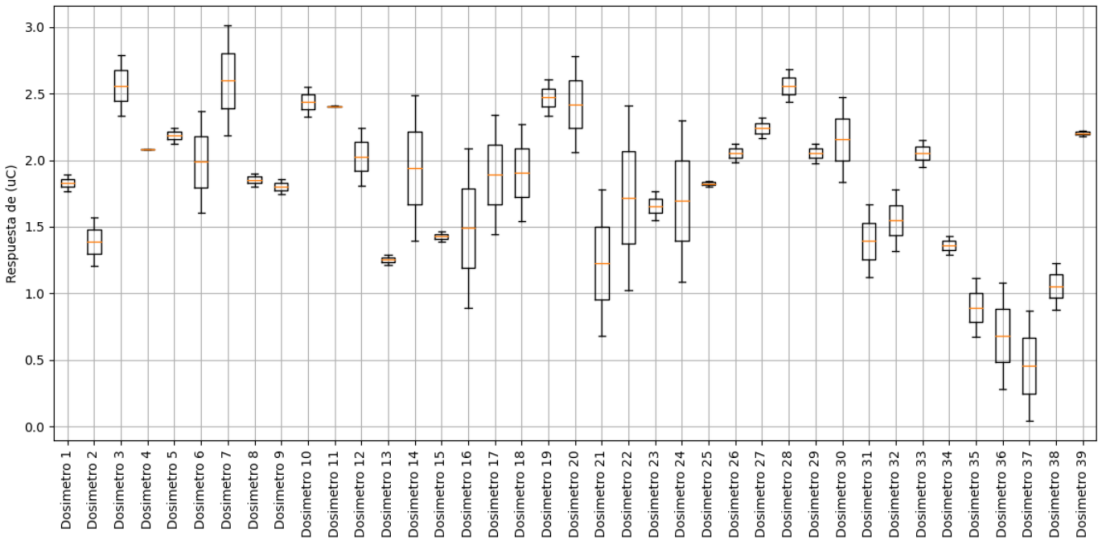

Figura 5-1: De la prueba de reproducibilidad se muestra la respuesta obtenida de un mismo dosímetro, del 1 al 39, bajo las mismas condiciones de irradiación. La línea horizontal naranja representa la mediana de los datos, mientras que la caja indica el rango intercuartil, que muestra la dispersión central de los valores medidos.

Dosímetro	Reproducibilidad(%)
1	± 4,7
4	± 0,03
5	± 3,7
8	± 3,9
9	± 4,4
11	± 0,2
13	± 4,2
15	± 3,7
19	± 3,6
23	± 3,2
25	± 1,2
26	± 3,5
27	± 3,5
28	± 4,8
29	± 3,4
33	± 4,9
34	± 4,0
39	± 1,0

Tabla 5-1: Valores de incertidumbre porcentual por reproducibilidad para los TLDs que están dentro del rango de tolerancia del 5%

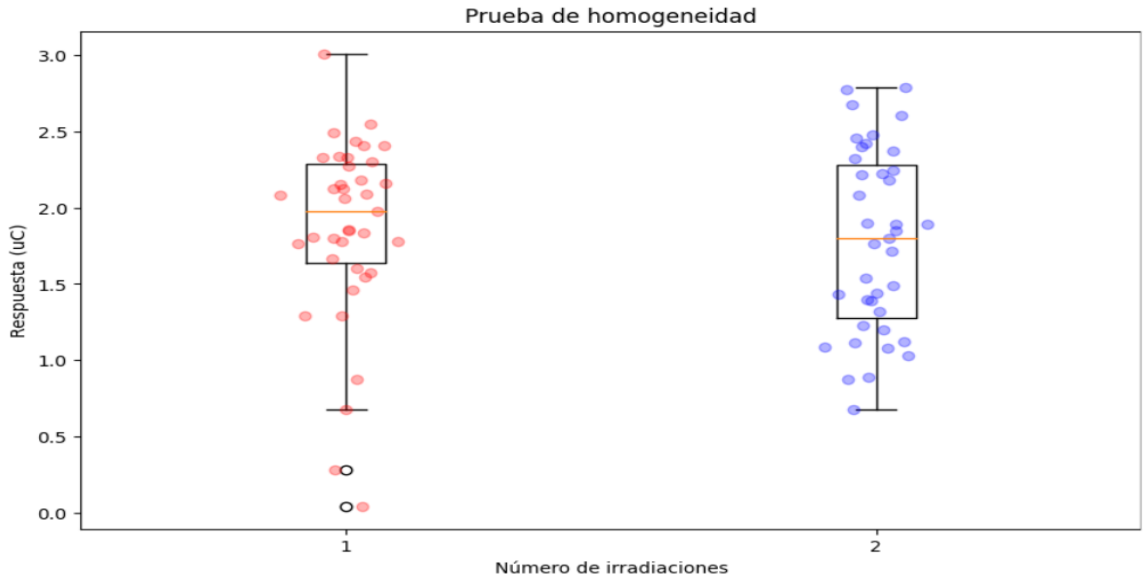

Figura 5-2: De la prueba de homogeneidad se muestra en los puntos rojos y azules la respuesta de los 39 dosímetros irradiados en dos ocasiones.

5.1.2 Curva de calibración

Los 18 dosímetros TLD MTS-N seleccionados fueron usados para obtener su curva de calibración, para lo cual fueron irradiados con la fuente de ^{137}Cs a distintas dosis equivalentes. Cada conjunto de tres dosímetros se irradió a una dosis seleccionada, y la respuesta de los TLDs para las dosis equivalentes entre 10 μSv a 60 μSv, permitió obtener la gráfica de la curva que se muestra en la Figura 5-3.

Al ajustar una curva polinómica de segundo grado a los datos experimentales de dos variables, donde la variable independiente es la dosis equivalente (en μSv) y la variable dependiente es la intensidad (en μC). Esta curva ajustada se representa por la ecuación $y = ax^2 + bx + c$, donde a, b y c son los coeficientes de la parábola.

En la gráfica se calcula una región de confianza del 95% alrededor de la curva ajustada. Esto proporciona un intervalo en el cual se espera que estén los parámetros, a, b y c del modelo de la curva, con una confianza del 95%. Las líneas naranjas en el gráfico representan esta región de confianza. Además, también se determina una banda de predicción del 95% alrededor de la curva ajustada. Esta banda proporciona un intervalo en

el cual se espera que estén las futuras observaciones de intensidad (en μC) con una confianza del 95%. Las líneas punteadas negras en el gráfico representan esta banda de predicción.

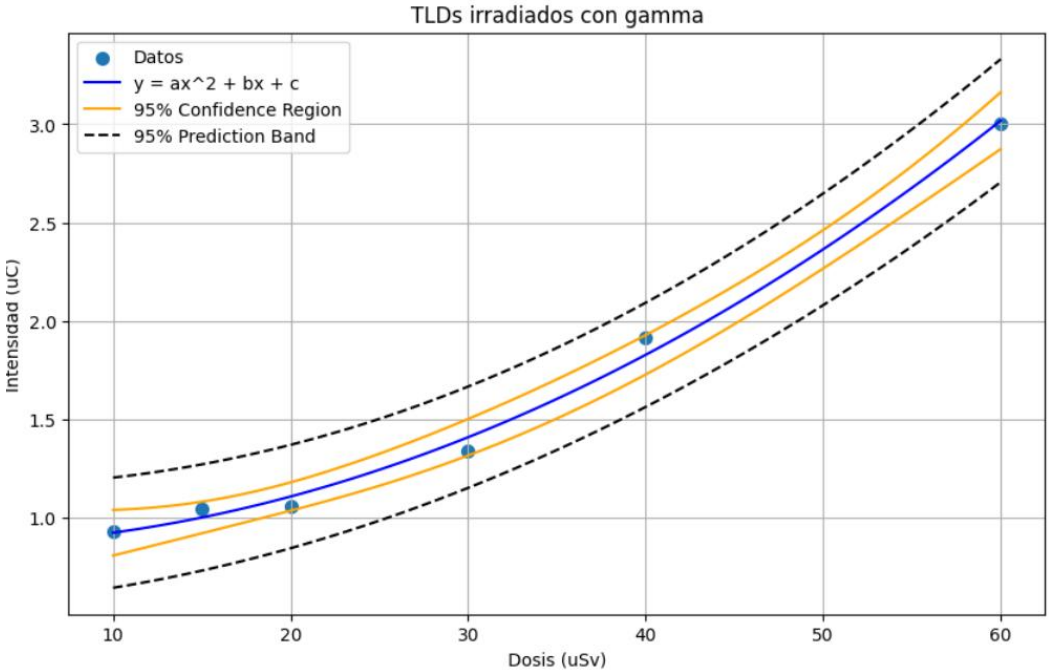

Figura 5-3: Curva de calibración de los TLDs MTS-N, donde se muestra el valor de la carga promedio obtenida para las dosis equivalentes entre 10 μSv a 60 μSv.

Al hacer una regresión cuadrática se obtiene una ecuación polinómica con un factor de correlación de $R^2 = 0.99$, que indica cuánto de la variabilidad en los datos puede explicar el modelo ajustado. Un valor de R^2 cercano a 1 indica un buen ajuste del modelo a los datos. Esto brinda una fiabilidad del 99%.

$$R_\gamma = (0{,}0006 \pm 0.00012){D_\gamma}^2 \frac{\mu C}{\mu Sv^2} + (0{,}0008 \pm 0.009)D_\gamma \frac{\mu C}{\mu Sv} + (0{,}8565 \pm 0.13)\mu C \quad [5.1]$$

Donde la ecuación sin incertidumbre es

$$R_\gamma = 0{,}0006{D_\gamma}^2 \frac{\mu C}{\mu Sv^2} + 0{,}0008D_\gamma \frac{\mu C}{\mu Sv} + 0{,}8565\mu C \quad [5.2]$$

Donde R_γ es la respuesta del TLD en μC y D_γ es la dosis equivalente depositada en el TLD en μSv.

Para calcular el valor de la dosis equivalente depositada en cada dosímetro es necesario despejar D_γ de la Ecuación 5.2 de la cual se obtienen dos posibles soluciones.

$$D_{\gamma 1} = -41{,}2533\,\frac{\mu Sv}{\mu C}\cdot\sqrt{R_\gamma \mu C - 0{,}8562\ \mu C^2} - 0{,}6556\ \mu Sv \qquad (5.3)$$

$$D_{\gamma 2} = 41{,}2533\,\frac{\mu Sv}{\mu C}\cdot\sqrt{R_\gamma \mu C - 0{,}8562\ \mu C^2} - 0{,}6556\ \mu Sv \qquad (5.4)$$

5.1.3 Medición de fotones con TLD MTS-N

Para la verificación del autoblindaje del ciclotrón, se utilizaron inicialmente dosímetros de termoluminiscencia (TLD) MTS-N previamente calibrados, los cuales se distribuyeron en 17 portadosímetros colocados en cada punto de cálculo. Los puntos donde se midió la dosis equivalente para fotones y neutrones fueron determinados según el modelo de caja del fabricante, ajustado a las dimensiones del búnker del ciclotrón de la Radiofarmacia del INC. Posteriormente, los dosímetros ubicados en la región próxima al blanco de ^{18}F fueron expuestos al campo de radiación producido por el ciclotrón. El proceso se repitió para el segundo blanco de producción, posicionando los dosímetros en las cercanías de este. Cada blanco se operó a una corriente de 60 μA durante 2 horas, y las mediciones se normalizaron a una hora.

De las curvas de calibración se obtienen la Ecuación 5.2 de esta se puede obtener la incertidumbre asociada a cada medida ΔD_γ, utilizando la forma de propagación de error determinada por:

$$\Delta D_\gamma = \sqrt{\left(\frac{\partial R_\gamma}{\partial a}\cdot \Delta a\right)^2 + \left(\frac{\partial R_\gamma}{\partial b}\cdot \Delta b\right)^2 + \left(\frac{\partial R_\gamma}{\partial c}\cdot \Delta c\right)^2}$$

Donde las derivadas parciales de R_γ con respecto a a, b y c se obtiene a partir de:

$$\frac{\partial R_\gamma}{\partial a} = {D_\gamma}^2$$

$$\frac{\partial R_\gamma}{\partial b} = D_\gamma$$

$$\frac{\partial R_\gamma}{\partial c} = 1$$

Y los coeficientes a, b y c se definieron previamente como $a = a_{valor} \pm \Delta a$, $b = b_{valor} \pm \Delta b$ y $c = c_{valor} \pm \Delta c$

Los resultados obtenidos al realizar la medición de la radiación dentro del ciclotrón se muestran en la Tabla 5-2 y en la Figura 5-4.

Punto	Dosis equivalente (μSv)	Tasa de dosis equivalente ($\mu Sv/h$)
1	14,003±0,183	7,002±0,092
2	14,375±0,185	7,188±0,093
3	11,850±0,169	5,923±0,085
4	11,682±0,168	5,841±0,084
5	15,642±0,194	7,821±0,097
6	9,858±0,158	4,929±0,079
7	30,840±0,327	15,420±0,164
8	22,962±0,249	11,149±0,125
9	27,299±0,292	13,999±0,146
10	24,209±0,263	12,105±0,132
11	23,278±0,255	11,639±0,128
12	28,681±0,305	14,304±0,306
13	27,479±0,293	13,739±0,147
14	17,212±0,205	8,606±0,103
15	16,542±0,200	8,271±0,100
16	18,349±0,214	9,175±0,107
17	45,647±0,498	22,824±0,249

Tabla 5-2: Respuesta de los dosímetros irradiados a una corriente de operación del ciclotrón de 60μA durante 2 horas

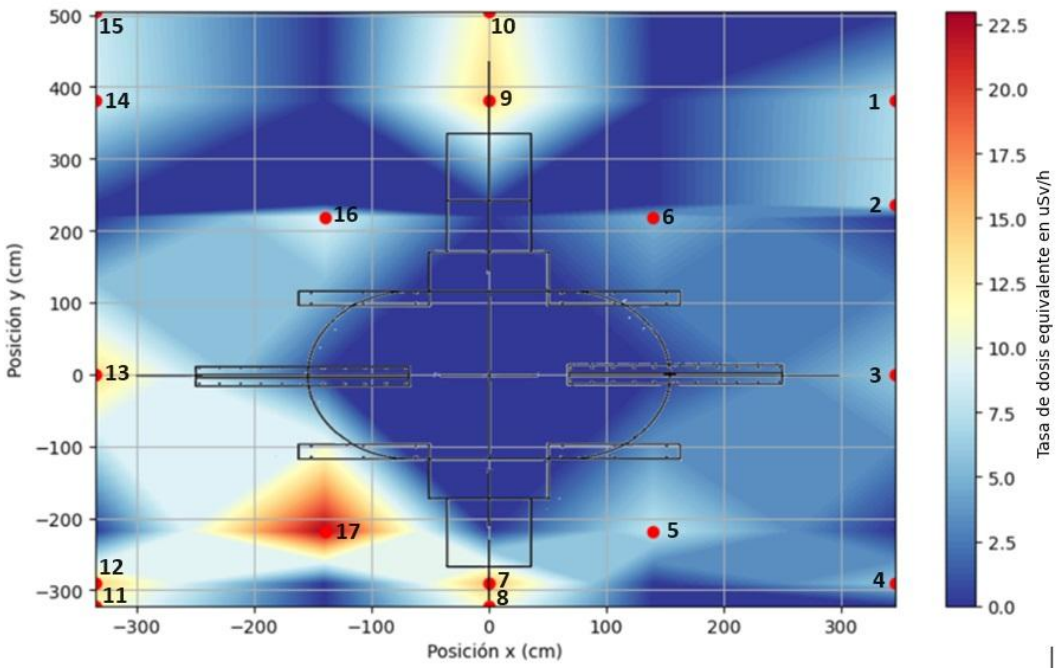

Figura 5-4: Plano de contorno que representa la distribución de los resultados de la tasa de dosis equivalente producida durante la producción de ^{18}F y medidas con los TLDs MTS-N.

De los datos obtenidos sobre la tasa de dosis equivalente medida con los dosímetros TLD dentro del búnker del ciclotrón, se observa una mayor intensidad en los puntos 7, 8, 9, 11, 12 y 13, con un valor máximo en el punto 17. Esto se debe a que estos puntos están ubicados cerca del primer blanco utilizado para la producción de ^{18}F, lo que provoca que el detector este más próximo al punto donde se producen las reacciones nucleares (p,n) con el blanco.

Por otro lado, los TLDs ubicados cerca del segundo blanco de producción de ^{18}F (puntos 3, 5 y 6) muestran valores de dosis equivalente significativamente menores en comparación con los puntos simétricos frente al primer blanco de producción de ^{18}F (puntos 13, 16 y 17). Esta diferencia en los resultados se debe a las características de los TLDs utilizados (MTS-N), fabricados con fluoruro de litio (LiF) dopado con magnesio (Mg) y titanio (Ti) (LiF:Mg,Ti). Estos TLDs se diferencian de otros por la concentración de los isótopos de litio (^{6}Li y ^{7}Li), ya que el símbolo MTS-N indica una abundancia natural de litio, a diferencia de los MTS-6 (enriquecidos con ^{6}Li) y MTS-7 (enriquecidos con ^{7}Li). En los MTS-N, la proporción es de 93% de ^{7}Li y 7% de ^{6}Li.

Esta abundancia natural afecta la medición dentro del búnker, ya que la deposición de energía de los neutrones térmicos en los TLDs ocurre principalmente a través de la reacción $^{6}Li(n,\gamma)^{3}H$. Como resultado, estos TLDs tienen una sensibilidad a la radiación de neutrones térmicos, lo que implica que la dosis equivalente medida incluye tanto una componente de radiación gamma como de neutrones.

Otra razón por la cual varía la respuesta de la dosis equivalente de radiación medida dentro del búnker del ciclotrón es el rango de linealidad de los TLDs, cuyo intervalo está entre 50 μGy y 5 Gy para fotones. Este rango de linealidad es superior a los valores de dosis equivalente utilizados para la calibración (10 μSv a μ60 Sv), lo que provoca que la respuesta de estos detectores no sea lineal, sino supralineal. En esta región de operación, la sensibilidad del material varía debido a una disminución en la precisión de la lectura: pequeños cambios en la dosis equivalente producen grandes variaciones en la respuesta del dosímetro (intensidad). Aunque la sensibilidad del material es mayor en la zona de supralinealidad, la precisión de las mediciones es menor en comparación con la que se obtiene en la región lineal.

5.1.4 Medición de fotones con el sistema ROTEM

Al medir la radiación gamma con el detector gaseoso Geiger-Müller en los distintos puntos de medición, se obtuvieron los resultados que se muestran en la Figura 5-5 y en la Tabla 5-3. Estos datos permiten observar una mejor distribución y cuantificación de la tasa de dosis equivalente entre los puntos simétricos y cercanos a los dos blancos de producción de ^{18}F, con una mayor intensidad en los puntos 17 y 6 (36,99±0,68 μSv/h y 27,72±1,49 μSv/h, respectivamente). La dosis equivalente fue mayor en el punto 17, debido a su proximidad al blanco de producción de ^{18}F de mayor rendimiento, lo que genera una mayor actividad de ^{18}F en un menor tiempo. Esto ocasiona que se produzcan más reacciones nucleares debido a las interacciones de los protones con el agua enriquecida, y de los neutrones primarios y secundarios con las partes metálicas del equipo. Cabe destacar que los puntos 5 y 16, aunque simétricos, están en la dirección opuesta al ángulo en el que se produce la mayoría de las reacciones nucleares. Estos puntos presentan una menor intensidad debido al carrusel plomado que recubre el blanco, cuya función es atenuar la radiación proveniente de su interior.

Por otro lado, los puntos ubicados en los límites del modelo de caja (puntos 2, 3 y 13) superaron el valor límite de la tasa de dosis equivalente para fotones propuesto por el fabricante (16 μSv/h). Esto se debe a la discrepancia entre las dimensiones del modelo de caja proporcionado por el fabricante y la infraestructura real de la Radiofarmacia. Como resultado, algunos puntos en la frontera del modelo de caja quedaron más cerca del ciclotrón en comparación con los datos de fábrica, lo que ocasionó valores superiores a los límites establecidos por el fabricante.

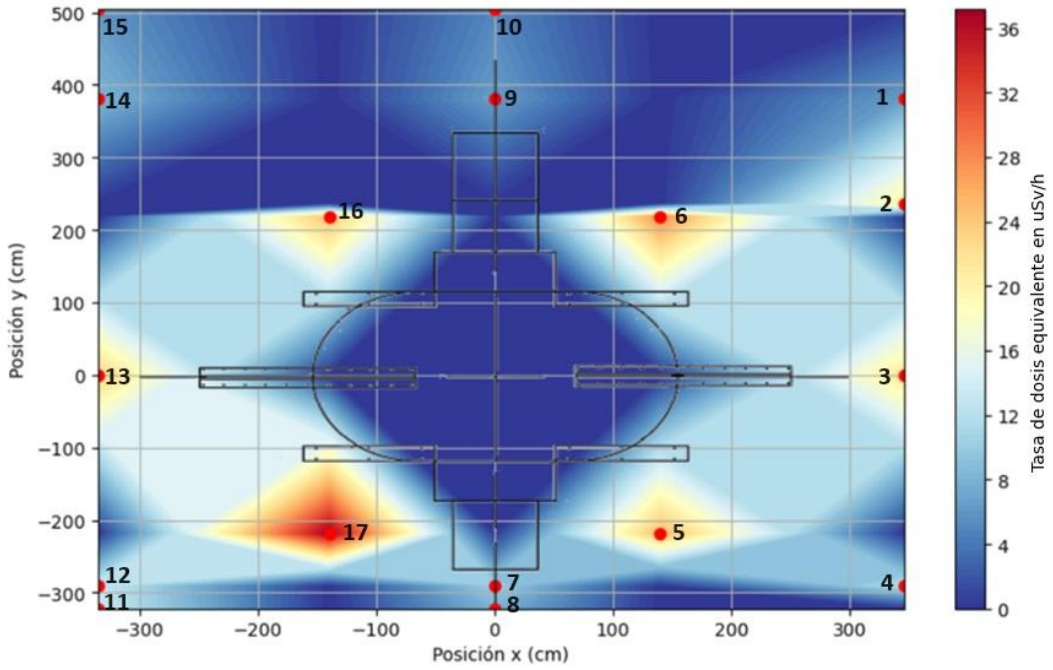

Figura 5-5: Plano de contorno representa la distribución de los resultados de la tasa de dosis equivalente gamma producida durante la producción de ^{18}F y medidas con el geiger Müller de la marca ROTEM

Punto	Tasa de dosis equivalente gamma $\mu Sv/h$
1	6,47±1,07
2	20,1±0,16
3	21,39±0,38
4	11,86±0,60
5	25,03±0,97
6	27,72±1,49
7	10,27±0,37
8	7,91±0,20
9	6,48±1,46
10	4,9±0,21
11	13,48±2,13
12	13,18±0,38
13	23,26±0,98
14	8,25±0,34
15	5,96±0,22
16	24,53±0,87
17	36,99±0,68

Tabla 5-3: Tasa de dosis equivalente obtenido por el Geiger Müller de la marca ROTEM durante la operación del ciclotrón a corriente de 60µA

Al comparar únicamente los puntos reportados por el fabricante en su modelo de caja, los resultados de la tasa de dosis equivalente proporcionados por este se contrastaron con los valores medidos por los dos tipos de detectores utilizados en este estudio para evaluar la componente de radiación gamma (ver Figura 5-6). Se observa que, en la mayoría de los puntos, las mediciones realizadas con el detector Geiger Müller ROTEM son más consistentes con los resultados esperados. En contraste, los valores obtenidos con los

TLDs MTS-N son generalmente inferiores a lo esperado y presentan una mayor dispersión de la tasa de dosis equivalente, especialmente en los puntos 5, 6, 13, 16 y 17. Sin embargo, en los puntos 7 y 9, los valores superan los datos proporcionados por el fabricante.

Además, se puede identificar que en los puntos donde la tasa de dosis equivalente es más alta, la sensibilidad de los TLDs mejora. Estos resultados demuestran que el detector Geiger Müller ROTEM ofreció una mayor sensibilidad y precisión para la medición de la radiación gamma producida por el ciclotrón. En cambio, los TLDs muestran una mayor variabilidad en la respuesta, especialmente en la región de supralinealidad, donde la tasa de dosis equivalente esperada presenta mayor dispersión.

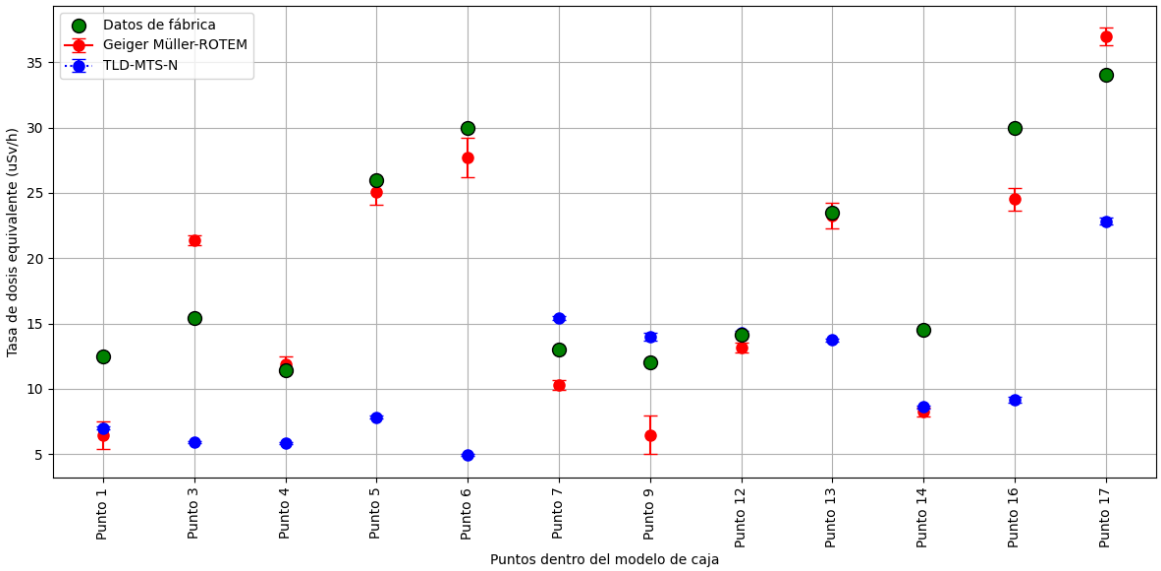

Figura 5-6: Comparación de los resultados de la tasa de dosis equivalente obtenida con los TLDs, el Geiger Müller-ROTEM y los datos dados por fabrica

En la Figura 5-7 se muestra la diferencia absoluta al comparar estos dos sistemas de medición con los datos de fábrica. Se observa que los valores obtenidos con el Geiger-Müller ROTEM presentan, en general, una menor desviación respecto a los datos de fábrica en comparación con los TLDs MTS-N, lo que indica una mayor concordancia en la mayoría de los puntos evaluados. Sin embargo, esta menor diferencia absoluta no necesariamente implica una mayor precisión, ya que el Geiger-Müller es un detector de respuesta instantánea que puede estar sujeto a fluctuaciones en la tasa de dosis equivalente y a variaciones debidas a su dependencia energética.

Por otro lado, los TLDs muestran una tendencia a presentar mayores diferencias absolutas en los puntos donde la dosis equivalente es baja, reflejando una menor precisión en estos rangos de medición. No obstante, conforme la dosis de referencia aumenta, la diferencia absoluta de los TLDs disminuye, lo que confirma una mejora en su sensibilidad a dosis más altas. Este comportamiento es característico de la respuesta supralineal de los TLDs, donde su eficiencia mejora a medida que la magnitud de la dosis equivalente aumenta, acercándose a la región donde su respuesta es lineal y reduciendo la dispersión de los valores medidos.

En general, el análisis de la diferencia absoluta sugiere que, si bien el Geiger-Müller presenta menor desviación respecto a los valores de fábrica, los TLDs son más confiables para la evaluación de dosis acumuladas a altas tasas de dosis, lo que los hace más adecuados para estudios de exposición prolongada en el campo de radiación gamma generado por el ciclotrón.

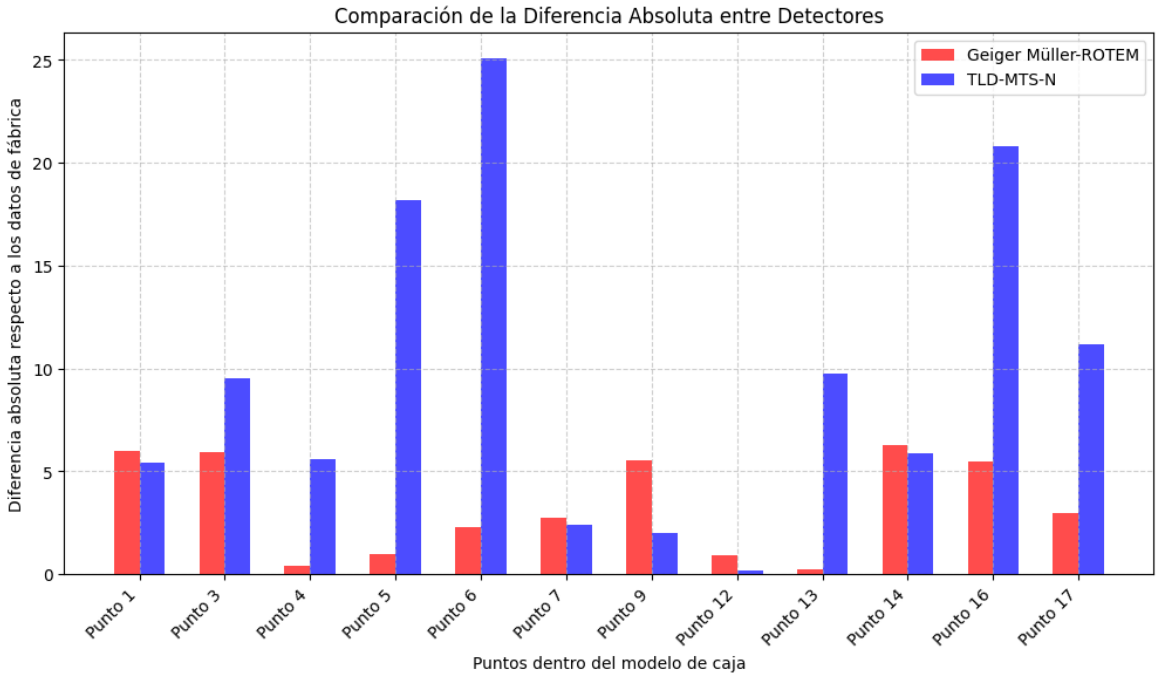

Figura 5-7 Muestra la diferencia absoluta entre los valores medidos con los detectores Geiger Müller-ROTEM y TLD-MTS-N respecto a los datos de fábrica

5.1.5 Medición de neutrones con detector Ludlum modelo 2241-4

Para evaluar la dosis equivalente de radiación impartida por los neutrones generados durante la producción de ^{18}F en el ciclotrón, se ubicó el detector de neutrones Ludlum modelo 2241-4 en los puntos seleccionados bajo las condiciones de producción de ^{18}F previamente mencionadas. La ventaja de utilizar este detector es que solo mide la dosis equivalente de radiación gamma cuando supera los 100 mSv/h, lo que garantiza que los datos obtenidos correspondan exclusivamente a la energía depositada por los neutrones. La Tabla 5-4 muestra los resultados obtenidos. Al igual que con la radiación gamma medida con el detector Geiger-Müller, la tasa de dosis equivalente máxima para neutrones se observa en los puntos más cercanos a los blancos de ^{18}F (puntos 6 y 17), debido al flujo de neutrones liberados en la reacción nuclear $^{18}O(n,p)^{18}F$. Además, se nota una disminución en la intensidad de la tasa de dosis equivalente en los puntos ubicados en la dirección opuesta a estos máximos, es decir, en los puntos 5 y 16, lo que sugiere un efecto de atenuación y dispersión en esas regiones.

En los puntos ubicados en los límites del modelo de caja, que corresponden a las paredes del búnker, los resultados de la tasa de dosis equivalente para neutrones presentan un valor de 5,41 ± 0,34 μSv/h, superando el límite de 4 μSv/h establecido por el fabricante para esta región. El plano de contorno, ilustrado en la Figura 5-8, ofrece una visualización más detallada de la distribución de la tasa de dosis equivalente de neutrones, tanto dentro del búnker como en sus proximidades, lo que facilita la identificación de las áreas con mayor exposición y permite una evaluación más precisa de los riesgos asociados.

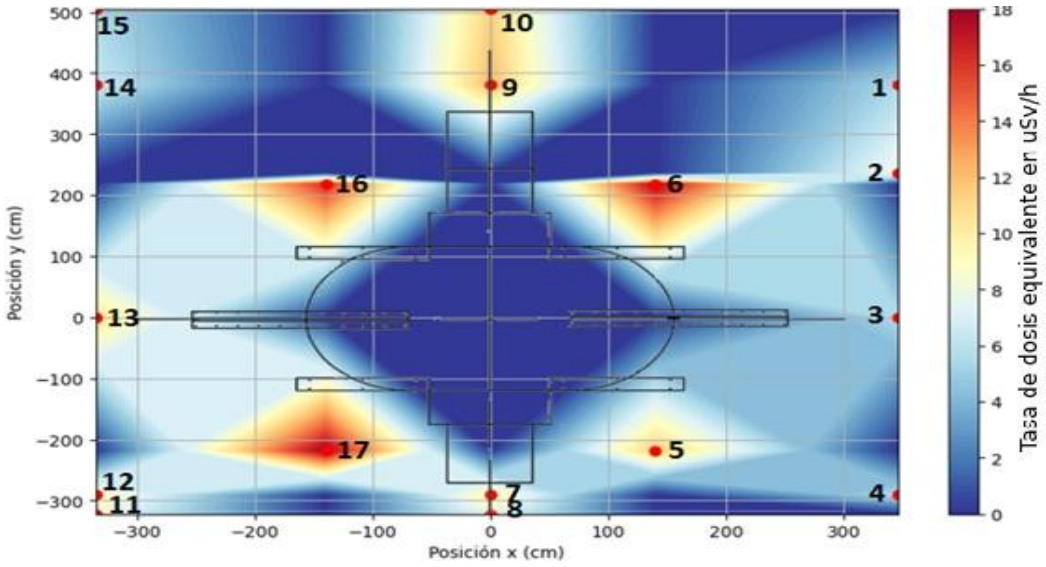

Figura 5-8: El plano de contorno representa la distribución del campo de radiación proveniente de los neutrones generados, medidos con el detector Ludlum modelo 2241-4 durante la producción de ^{18}F en cada blanco irradiado, operado de manera independiente.

Punto	Tasa de dosis equivalente de neutrones $\mu Sv/h$
1	5,41±0,34
2	8,07±2,21
3	7,67±0,59
4	5,58±0,59
5	11,37±1,94
6	17,55±4,44
7	9,50±0,89
8	7,85±2,54
9	12,10±0,85
10	11,25±1,80
11	8,25±3,08
12	9,18±4,78
13	10,50±1,79
14	6,34±0,89
15	5,39±0,81
16	16,15±3,17
17	17,95±2,68

Tabla 5-4: Tasa de dosis equivalente medidas con el detector Ludlum modelo 2241-4 durante la operación del ciclotrón a 60 µA por 2 horas incluyen su desviación estándar, indicando la dispersión de los datos.

Los resultados obtenidos con el detector de neutrones fueron comparados con los datos proporcionados por el fabricante, como se muestra en la Figura 5-9. En ubicaciones como el Punto 1 y el Punto 14, las mediciones realizadas con el detector muestran una variabilidad reducida y una estrecha coincidencia con los valores reportados por el fabricante. En otros casos, como el Punto 7 y el Punto 16, aunque la dispersión de los datos es ligeramente mayor, las mediciones aún se encuentran dentro de un rango aceptable. Esto sugiere que las diferencias observadas pueden atribuirse a variaciones normales en las condiciones de medición, las cuales incluyen fluctuaciones en la respuesta del detector, pequeñas variaciones en la geometría experimental, cambios en las condiciones ambientales como temperatura y humedad, así como posibles fluctuaciones en la intensidad del campo de radiación durante el proceso de medición.

En algunas posiciones, como el Punto 4, 5, 6, 12 y 13, se observa una mayor dispersión en los valores registrados. Estas diferencias podrían explicarse por factores específicos del entorno de medición o pequeñas inconsistencias instrumentales. Sin embargo, estos casos son excepcionales, ya que la mayoría de las mediciones muestran una buena correspondencia con los valores de fábrica.

En general, los resultados obtenidos con el detector de neutrones Ludlum 2241-4 son satisfactorios y comparables con los datos de referencia. El buen acuerdo entre los valores medidos y los proporcionados por el fabricante sugiere que el detector es confiable y adecuado para la medición precisa de neutrones.

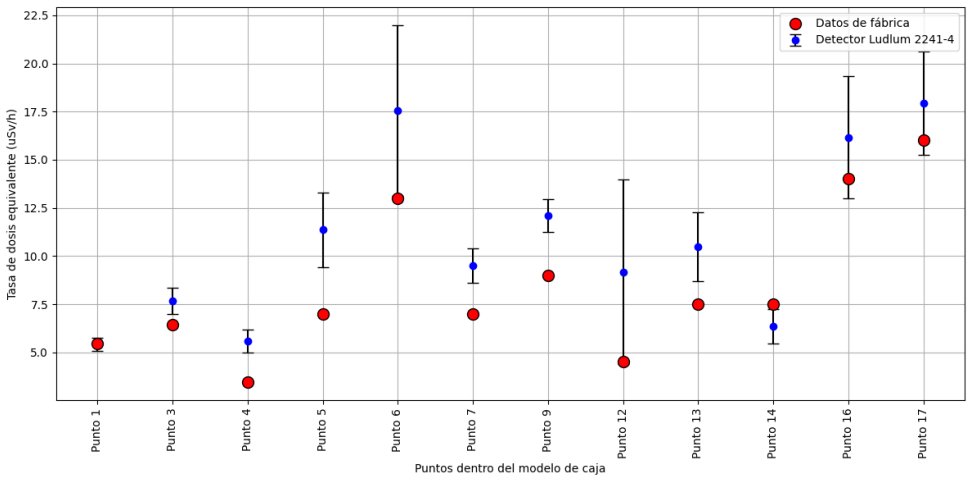

Figura 5-9: Comparación de la tasa de dosis equivalente obtenida con el detector Ludlum 2241-4 y los datos de fábrica. Los puntos azules representan los valores promedio medidos, con bigotes negros indicando su desviación estándar. Los puntos rojos corresponden a los valores de referencia del fabricante.

En la figura 5-10 e presenta la diferencia absoluta entre las mediciones realizadas con el detector de neutrones y los valores de fábrica. Se observa que, en general, los valores medidos con el detector de neutrones tienden a ser mayores que la tasa de dosis equivalente reportada por el fabricante. Esta diferencia puede atribuirse a factores como la sensibilidad del detector, la contribución de neutrones térmicos en la tasa de dosis equivalente y la variabilidad en la distribución del campo de radiación en el entorno del ciclotrón. Además, el análisis de la diferencia absoluta indica que la discrepancia entre los valores medidos y los de fábrica no es uniforme en todos los puntos evaluados, lo que podría estar relacionado con la incertidumbre experimental y las condiciones específicas de cada medición.

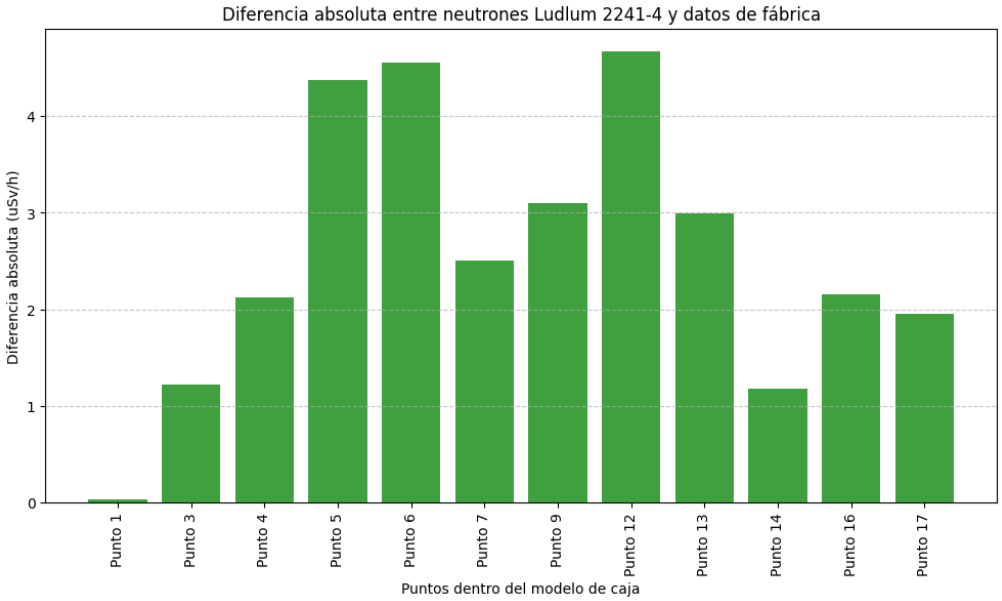

Figura 5-10. La imagen muestra la diferencia absoluta entre los valores medidos de la tasa de dosis equivalente con el detector de neutrones Ludlum 2241-1 y los datos proporcionados por el fabricante del ciclotrón Eclipse HP en su modelo de caja

5.1.6 Medición de la radiación mixta fuera del bunker

La radiación mixta producida por el ciclotrón en áreas fuera del búnker fue medida utilizando el detector Geiger Müller ROTEM y el detector de neutrones Ludlum modelo 2241-4. Estas mediciones se realizaron en puntos de particular interés debido a su alto factor de ocupación, como se muestra en la Figura 5-11. Las ubicaciones evaluadas incluyen:

a) Área de síntesis

b) Puerta de acceso al ciclotrón

c) Área de marcación #1

d) Área de preparación

e) Cuarto de gases

f) Sendero peatonal

La utilización de ambos detectores permitió discriminar entre la radiación debida a fotones y neutrones, proporcionando una evaluación detallada de los componentes de radiación presentes en cada una de estas áreas. Esto facilitó una comprensión más precisa de los riesgos radiológicos en función de la ocupación y la exposición en estos espacios clave.

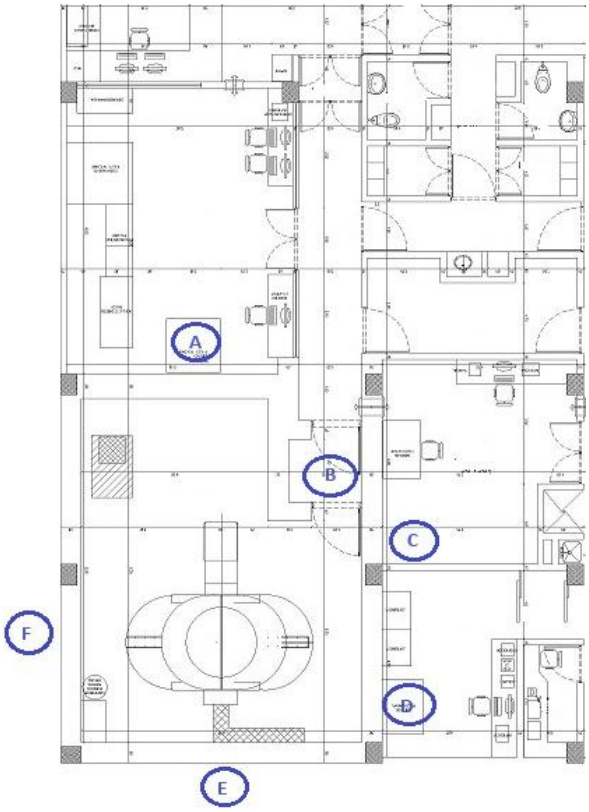

Figura 5-11: Se muestra el plano de la Radiofarmacia del INC y se especifica los puntos de medición fuera del bunker.

Punto	Tasa de dosis equivalente de neutrones(μSv/h)	Tasa de dosis equivalente de fotones (μSv/h)
A	0,026 ± 0.003	0,523 ± 0.052
B	0,517 ± 0.052	0,868 ± 0.087
C	0,056 ± 0.006	0,130 ± 0.013
D	0,041 ± 0.004	0,079 ± 0.008
E	0,056 ± 0.006	0,321 ± 0.032
F	0,059 ± 0.006	0,518 ± 0.052

Tabla 5-5: Tasa de dosis equivalente debida a neutrones y fotones gamma fuera del búnker del ciclotrón

Los resultados de las mediciones de la radiación mixta producida por el ciclotrón y medida fuera del búnker del equipo, presentados en la Tabla 5-5, indican que la tasa de dosis equivalente de neutrones varió desde 0,026 ± 0,003 μSv/h hasta un máximo de 0,517 ± 0,052 μSv/h, registrado en el punto ubicado fuera de la puerta de acceso al ciclotrón. En contraste, la tasa de dosis equivalente de fotones mostró valores que oscilan entre 0,079 ± 0,008 μSv/h y 0,868 ± 0,087 μSv/h. La puerta de acceso al ciclotrón está diseñada con plomo y recubierta de madera, lo que permite lograr una eficiencia de atenuación de radiación comparable a las paredes de concreto de 50 cm del búnker. Gracias al espesor de las paredes del búnker y al material utilizado en el diseño de la puerta, ningún punto medido alrededor del búnker alcanzó la tasa de dosis equivalente de 1 μSv/h,.

5.2 Espectrometría gamma

Mediante espectrometría gamma, se identificaron los radionúclidos producidos por activación neutrónica en las paredes del búnker, lo que proporcionó información adicional sobre la interacción de los neutrones con los materiales del entorno. Estos resultados son de gran relevancia para optimizar la seguridad.

Para la identificación de los radionúclidos que se producen por la activación en los materiales de las paredes de la instalación del ciclotrón, durante la producción de ^{18}F, se adquirieron distintos espectros gamma posicionado el detector respecto al ciclotrón a una distancia en la cual el tiempo muerto no sea mayor al 10%, según como recomienda [34]

Inicialmente, se calibró el detector HPGe, como se describe en el capítulo 4 sección 4.3.1, y posteriormente se identificó el fondo radiactivo de la Radiofarmacia midiendo en un área controlada cercana al búnker del ciclotrón, donde se obtuvo el espectro gamma mostrado en la Figura 5-12. Esta calibración previa fue fundamental para garantizar la precisión de los resultados obtenidos durante las mediciones.

En el espectro, se observan fotopicos que corresponden a las emisiones gamma de los radionúclidos ^{99m}Tc, ^{177}Lu, ^{131}I y ^{18}F, utilizados habitualmente para la producción de radiofármacos. También se detectaron fotopicos de ^{152}Eu y ^{137}Cs, que están relacionados con las fuentes selladas disponibles en el servicio y que se implementan en los procesos de calibración de algunos detectores. Además, se presenta un fotopico a 1461 KeV correspondiente a la emisión gamma del ^{40}K, que tiene un tiempo de semivida de $1{,}277x10^{10}$ años. También se identificó un fotópico a 911 keV asociado al ^{228}Ac, que presenta una semivida de 6,13 horas y se origina de la transición del ^{228}Ra, relacionado con las líneas de emisión del ^{232}Th. Esto demuestra la presencia de radionúclidos naturales, comúnmente asociados con diversos isótopos de torio y potasio. Estos elementos radiactivos naturales suelen encontrarse en la corteza terrestre y en construcciones que emplean materiales como cemento, ladrillo, arcilla y rocas graníticas, tal como se menciona en [32].

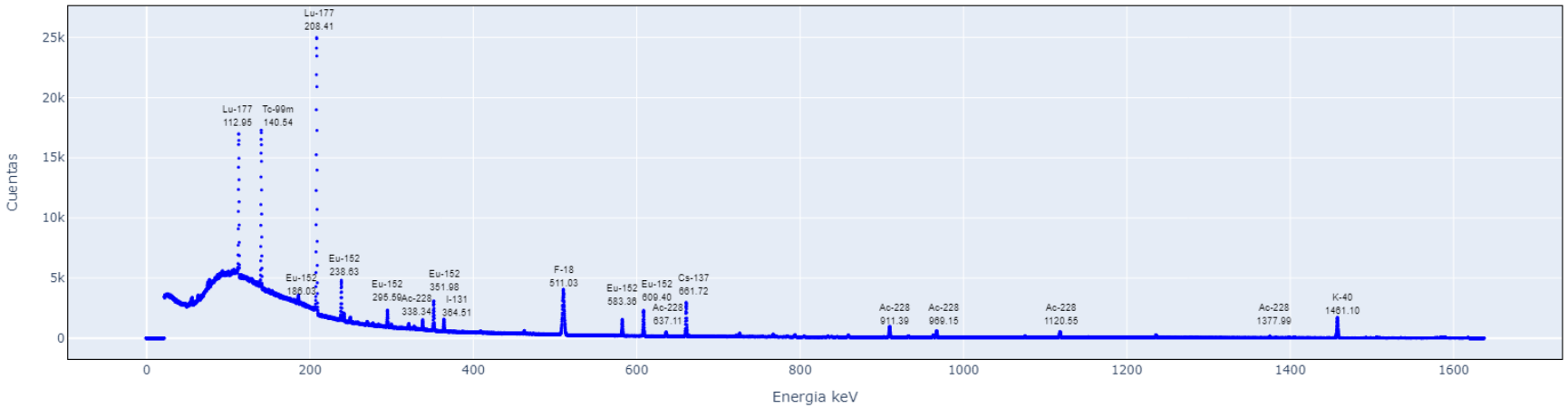

Figura 5-12: Espectro del fondo radiactivo de la Radiofarmacia

Radionúclido	^{177}Lu	^{99m}Tc	^{131}I	^{18}F	^{152}Eu	^{137}Cs	^{228}Ac	^{40}K
Semivida	6,64 días	6,01 horas	8,03 días	109,77 min	13,52 años	30,08 años	6,15 horas	$1{,}24x10^9$ años
Energía (keV)	112,95 keV 208,41 keV	140,54 keV	364,51 keV	511,03 keV	186,03 keV 238,63 keV 295,59 keV 351,98 keV 583,36 keV 609,40 keV	661,72 keV	338,34 keV 637,11 keV 911,39 keV 969,15 keV 1120,55 keV 1377,99 keV	1461,10 keV

Tabla 5-6. Radionúclidos presentes en el fondo de la Radiofarmacia.

Una vez identificado el fondo radiactivo se trasladó el detector de HPGe hacia el bunker para obtener el espectro gamma cuando el autoblindaje del ciclotrón se encuentra abierto para poder identificar los radionúclidos producidos en el autoblindaje del equipo, materiales del ciclotrón, y en los muros de hormigón del bunker, estos resultados se muestran en la Figura 5-13, en este se observa la presencia de dos isótopos de cobalto. El ^{56}Co con una semivida de 77,326 días, obtenido a partir de la reacción nuclear de ^{56}Fe$(p,n)^{56}$Co donde la energía del haz de protones producido durante la irradiación en el ciclotrón incide en el blanco que contiene la ventana de Havar™ que se compone de cobalto (42,5 %), cromo (20 %), hierro (18,1 %), níquel (13 %), tungsteno (2,8 %), molibdeno (2 %), manganeso (1,6 %), carbono. (0,2 %) y berilio (0,04%). Por otra parte, los neutrones secundarios producidos pueden interactuar con los átomos de Co(cobalto), y mediante la reacción nuclear ^{59}Co$(n,\gamma)^{60}$Co producir ^{60}Co con una semivida de 5,27 años y que se encuentra identificado por los fotópicos en el espectro.

Del espectro también emergen dos emisiones gamma a 511 keV y 835 keV. El primer pico se debe a la de aniquilación de positrones con electrones, esta emisión puede ser producto de la desintegración del ^{22}Na o del ^{18}F, siendo más probable este último ya que la obtención de este espectro se tomó un día posterior a la operación del equipo, por lo que podrían quedar trazas aún de este radionúclido. Por otra parte, el segundo pico de emisión gamma pertenece al radionúclido ^{54}Mn que se puede originar a partir de tres reacciones nucleares más probables ^{54}Cr$(p,n)^{54}$Mn, ^{54}Fe$(n,p)^{54}$Mn y ^{55}Mn$(n,2n)^{54}$Mn.

La generación de ^{54}Mn ocurre en la ventana de Havar™ y en el tanque de vacío del ciclotrón. Este último está fabricado en acero inoxidable, compuesto principalmente por Fe (65 %), Cr (17 %), Ni (10 %), Mo (3 %), Mn (2 %) y varios otros elementos en traza. La energía umbral de protones para la reacción ^{54}Cr$(p,n)^{54}$Mn es de 2,26 MeV, lo que hace muy poco probable su generación a partir de esta reacción nuclear típica, ya que no se espera que los haces de protones impacten directamente la superficie exterior del tanque de vacío del ciclotrón.

La probabilidad de producción de ^{54}Mn mediante la reacción ^{55}Mn$(n,2n)^{54}$Mn dentro del tanque de vacío es insignificante, dado que la energía umbral de neutrones para que ocurra esta reacción es de 10,23 MeV. Además, la posibilidad de que neutrones rápidos impacten

el tanque de vacío del ciclotrón es muy pequeña debido a la posición relativa del blanco respecto al tanque.

Antes de alcanzar el tanque de vacío del ciclotrón, cualquier neutrón secundario creado durante la producción de ^{18}F tendría que golpear la primera capa del blindaje, que está hecha de polietileno y cemento cargado de carburo de boro, lo que provoca una pérdida de energía. Aunque existe una fracción de neutrones dispersos fuera del blindaje, la posibilidad de que estos neutrones, con energía superior a 10 MeV, reboten y golpeen la cámara del ciclotrón es muy baja, minimizando así la probabilidad de que ocurra la reacción $^{55}\mathrm{Mn}(n, 2n)^{54}\mathrm{Mn}$.

En contraste, los neutrones con energía por debajo de 10 MeV podrían dispersarse en el blindaje y llegar al tanque de vacío del ciclotrón, interactuando como neutrones térmicos. Esto hace más probable que el ^{54}Mn se produzca dé a través de la reacción $^{54}\mathrm{Fe}(n, p)^{54}\mathrm{Mn}$.

Cuando los neutrones rápidos secundarios chocan con la primera capa del blindaje del ciclotrón, que contiene átomos con relativamente bajo números atómicos como H, C, B, O, Ca, Mg, C, Si, Al y K, estos no se activarán ni se producirán preocupaciones inmediatas debido bajas secciones nucleares en caso de que capturen neutrones libres. Sin embargo, en el hormigón de la segunda capa del autoblindaje y las paredes de concreto del búnker generalmente suelen estar constituidas materias primas como Calcio (Ca), Sílice (Si), Aluminio (Al) y Hierro (Fe), con impurezas de Cr, Ni, Co, Zn, Cu, Cd, Mn, Cs, Sc y Eu [32], estas pueden inducir la formación de radionúclidos con un alto periodo de semivida como el ^{152}Eu, ^{134}Cs, ^{65}Zn, ^{60}Co, ^{46}Sc por captura neutrónica mediante las reacciones nucleares $^{151}\mathrm{Eu}(n, \gamma)^{152}\mathrm{Eu}$, $^{133}\mathrm{Cs}(n, \gamma)^{134}\mathrm{Cs}$, $^{64}\mathrm{Zn}(n, \gamma)^{65}\mathrm{Zn}$, $^{59}\mathrm{Co}(n, \gamma)^{60}\mathrm{Co}$ y $^{45}\mathrm{Sc}(n, \gamma)^{46}\mathrm{Sc}$, que se producen con mayor probabilidad en estos materiales con los neutrones térmicos y epidérmicos (energías de neutrones entre 0,025 y 100 eV) [34]. También se emerge débilmente una energía relacionada con el ^{154}Eu, este radionúclido se produce después de que los neutrones rápidos interactúan con las paredes internas del autoblindaje, donde se ralentizan y son absorbidos como neutrones térmicos a través de reacciones de captura de neutrones, mediante la reacción nuclear $^{153}\mathrm{Eu}(n, \gamma)^{154}\mathrm{Eu}$. La presencia de estos elementos radiactivos concuerda con los estudios de realizados por [32] donde midieron la actividad inducida en bloques de hormigón de la pared interior de la bóveda del ciclotrón de la Universidad de Colorado antes de su desmantelamiento.

En cuanto al ^{40}K se presenta como un isótopo radiactivo natural del potasio, pero en este trabajo sugirió que también se podría producir a través de interacciones de neutrones rápidos liberados en la producción de ^{18}F, con el isótopo ^{40}Ca, el calcio tiene la concentración mayoritaria en el concreto del auto blindaje del equipo produciendo la reacción ^{40}Ca$(n,p)^{40}$K.

En la Tabla 5-7 se muestras los radionúclidos obtenidos en el proceso de identificación en el bunker del ciclotrón con el sistema de autoblindaje abierto, el periodo de semidesintegración, los picos de energía, y las reacciones nucleares que se produjeron para su formación.

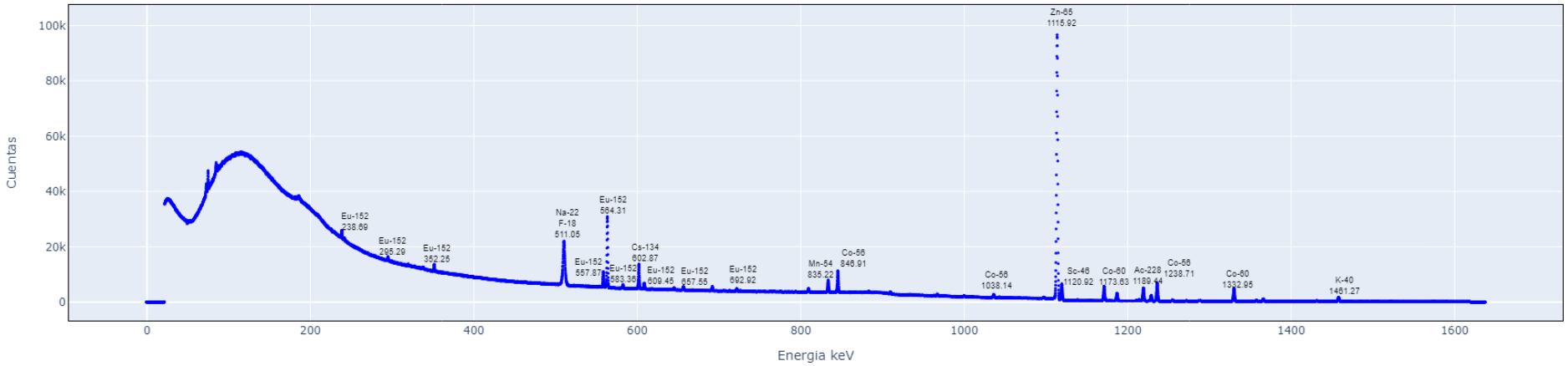

Figura 5-13: Obtención del espectro con el autoblindaje del ciclotrón abierto

Radionúclido	^{152}Eu	^{154}Eu	^{134}Cs	^{54}Mn	^{65}Zn	^{46}Sc	^{60}Co	^{40}K	^{56}Co	^{228}Ac
Semivida	13,52 años	8,6 años	2,06 años	312,03 días	244,26 días	83,79 días	5,27 años	$1{,}24x10^9$ años	77,326 días	6,15 horas
Energía (keV)	238,69 keV 295,29 keV 351,98 keV 557,87 keV 564,31 keV 583,36 keV 609,45 keV 657,55 keV 692,92 keV	186,17 keV	602,87 keV	835,22 keV	1115,92 keV	1120,92 keV	1173,63 keV 1332,95 keV	1461,27 keV	846,91 keV 1038,14 keV 1238,71 keV	338,34 keV 835,22 keV 1189,44 keV
Reacción nuclear	$^{151}Eu(n,\gamma)^{152}Eu$	$^{153}Eu(n,\gamma)^{154}Eu$	$^{133}Cs(n,\gamma)^{134}Cs$	$^{54}Fe(n,p)^{54}Mn$	$^{64}Zn(n,\gamma)^{65}Zn$	$^{45}Sc(n,\gamma)^{46}Sc$	$^{59}Co(n,\gamma)^{60}Co$	$^{40}Ca(n,p)^{40}K$	$^{56}Fe(p,n)^{56}Co$	-
Tipo de interacción	Interacción de neutrones									

Tabla 5-7: Radionúclidos presentes en el bunker del ciclotrón con el autoblindaje del ciclotrón abierto.

Cuando se compara el espectro gamma del fondo de la Radiofarmacia con el espectro medido con el autoblindaje del ciclotrón abierto, se observa en este último una mayor tasa de conteo y un aumento en la intensidad de la región Compton, producida por los rayos X del Pb del autoblindaje (Figura 5-14). Por otra parte, los fotópicos del ^{152}Eu con energías de 295 keV y 609 keV aumentaron su intensidad en un 17.48% y 8.14% respectivamente, en comparación con el fondo radiactivo. A diferencia de estas, las energías de 238 keV y 583 keV presentaron una disminución de intensidad del 19.81% y 8.33%, mientras que la energía de 351 keV mantuvo la misma intensidad en ambas mediciones (Figuras 5-15 y 5-16). El fotópico de 511 keV aumentó en un 79.63% debido a que la medición realizada con el autoblindaje abierto se tomó un día después de la producción de ^{18}F, quedando aún trazas de este radionúclido en el blanco y en las líneas de transferencia hacia los módulos de síntesis (Figura 5-16). Por último, los fotópicos de los radionúclidos ^{228}Ac y ^{40}K disminuyeron su intensidad en un 50% y 2.08%, respectivamente, en comparación con el fondo (Figuras 5-15 y 5-17). Este cambio en la intensidad sugiere que la concentración de ^{40}K proviene principalmente del fondo natural y no de la reacción ^{40}Ca$(n,p)^{40}$K.

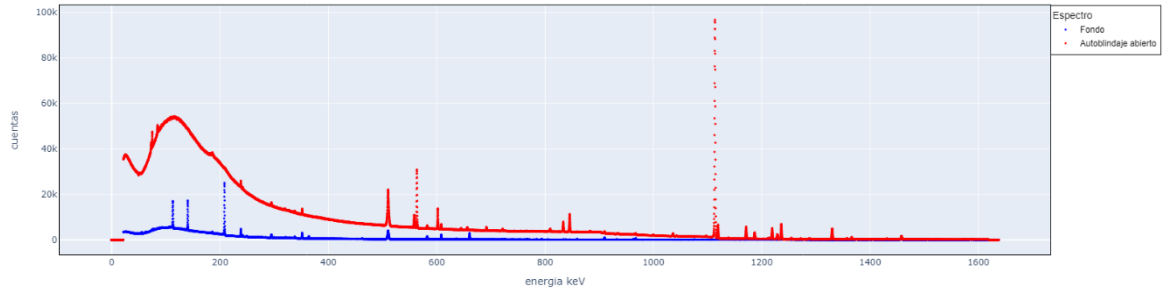

Figura 5-14. Comparación de los espectros medidos para el fondo de la Radiofarmacia y del bunker con el autoblindaje del ciclotrón abierto

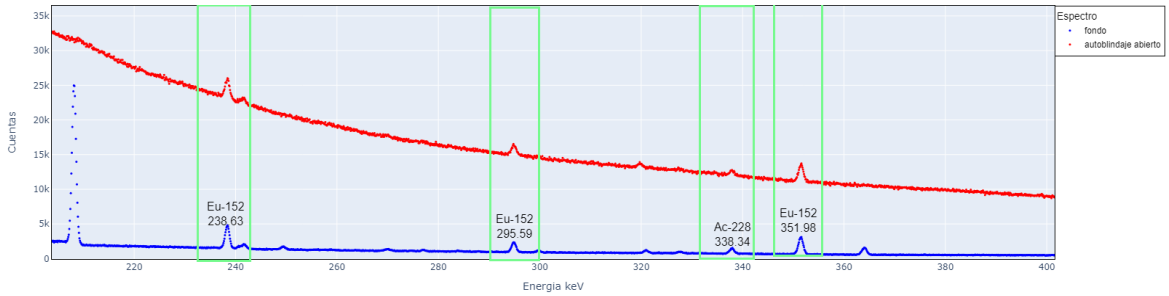

Figura 5-15: Espectros medidos entre 0 keV y 400 keV

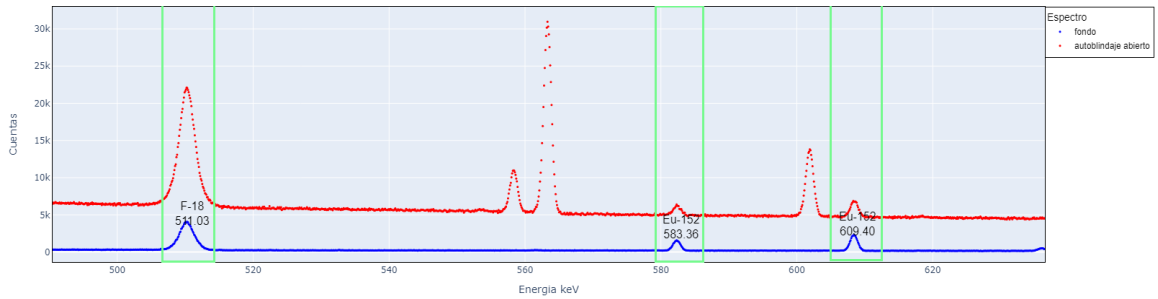

Figura 5-16. Espectros medidos entre 500 keV y 620 keV

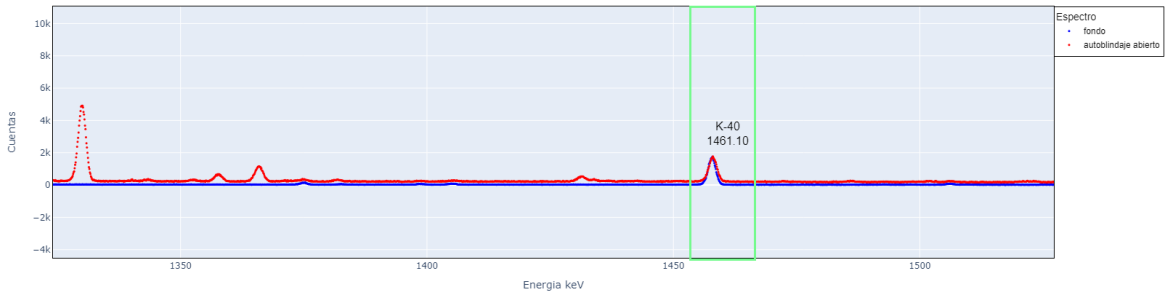

Figura 5-17. Espectros medidos entre 1350 keV y 1500 keV

El espectro gamma medido después de cerrar el autoblindaje, mostrado en la Figura 5-18 y los resultados mostrados en la Tabla 5-8 permiten identificar los radionúclidos presentes en la superficie exterior del blindaje del ciclotrón y en las paredes del búnker, las cuales pueden activarse debido al flujo de neutrones durante largos períodos de funcionamiento del ciclotrón. Esta medición muestra resultados diferentes a los obtenidos en la superficie interior del blindaje, ya que se observan débilmente más fotopicos de ^{152}Eu de baja intensidad. Además, se identificaron rayos gamma de ^{154}Eu, ^{134}Cs, ^{46}Sc, ^{22}Na, ^{54}Mn, ^{65}Zn, como resultado de la captura de neutrones térmicos. También emergen fotopicos de ^{58}Co que no eran visibles en las mediciones anteriores debido a su baja intensidad y que posiblemente provienen del exterior del autoblindaje y de las paredes de concreto del búnker, esté se produjo mediante reacciones (n,γ) con elementos de cobalto; además, las interacciones de neutrones rápidos produjeron protones de retroceso que interactuaron con ^{56}Fe para originar ^{56}Co mediante la reacción ^{56}Fe$(p,n)^{56}$Co.

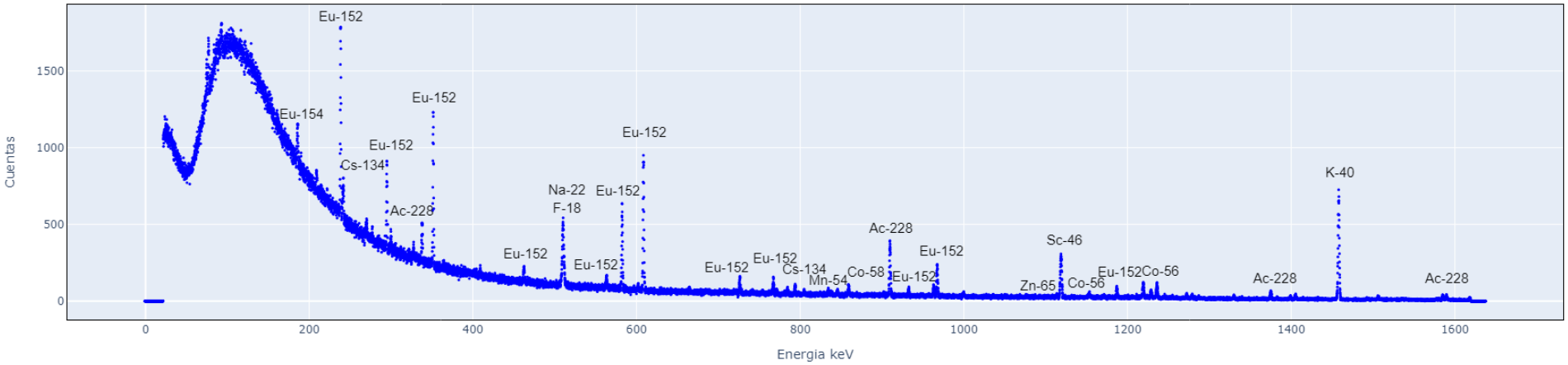

Figura 5-18: Radionúclidos presentes en las paredes del bunker del ciclotrón

Radionúclido	^{152}Eu	^{154}Eu	^{134}Cs	^{54}Mn	^{65}Zn	^{46}Sc	^{58}Co	^{40}K	^{56}Co	^{228}Ac
Semivida	13,52 años	8,6 años	2,06 años	312,03 días	244,26 días	83,79 días	70,86 días	$1{,}24x10^9$ años	77,326 días	6,15 horas
Energía (keV)	238,69 keV 295,29 keV 352,01 keV 463,08 keV 564,20 keV 583,32 keV 609,46 keV 727,45 keV 768,55 keV 934,33 keV 969,26 keV 1188,14 keV	186,06 keV	241,90 keV 795,20 keV	835,8 keV	1115,78 keV	1121,01 keV	860,74 keV	1461,25 keV	1155,41 keV 1238,57 keV	338,38 keV 1378,07 keV 1588,93 keV
Reacción nuclear	$^{151}Eu(n,\gamma)^{152}Eu$	$^{153}Eu(n,\gamma)^{154}Eu$	$^{133}Cs(n,\gamma)^{134}Cs$	$^{54}Fe(n,p)^{54}Mn$	$^{64}Zn(n,\gamma)^{65}Zn$	$^{45}Sc(n,\gamma)^{46}Sc$	^{57}Co$(n,\gamma)^{58}$Co	$^{40}Ca(n,p)^{40}K$	$^{56}Fe(p,n)^{56}Co$	-

Tabla 5-8: Radionúclidos presentes en el bunker del ciclotrón con el autoblindaje del ciclotrón cerrado.

La Figura 5-19 muestra la diferencia entre los espectros gamma de las mediciones realizadas con el autoblindaje abierto y cerrado, donde este último presenta una intensidad máxima de 2000 cuentas, en comparación con el espectro con el autoblindaje abierto, que presenta una intensidad de 100,000 cuentas, bajo las mismas condiciones de tiempo y posición del detector.

Después de cerrar el autoblindaje se puede observar la ausencia de ^{60}Co, además en los fotópicos de ^{152}Eu ubicados en las energías de 238 keV, 295 keV, 352 keV, 583 keV,609 keV y 969 keV disminuyen su intensidad en 57.80%, 63.16%, 59.51%, 61.39%, 90.90% y del 63.64% respectivamente (Figura 5-20, 5-21 y 5-22). A su vez, el fotopico 186 keV que representa la emisión gamma ^{154}Eu disminuye en 91.07% (Figura 5-20), lo mismo ocurre con las energías del ^{65}Zn, ^{134}Cs que disminuyen en un 99.9% y 69.77% (Figura 5-20). La concentración de los radionúclidos presentes en ambos espectros disminuye cuando cierra el autoblindaje como causa de la alta activación que sufren las distintas piezas que conforman el acelerador y las capas internas del blindaje que rodean este equipo. Sin embargo, los neutrones que logran escapar del autoblindaje también causa la producción de estos radionúclidos (^{152}Eu, ^{154}Eu ^{65}Zn y ^{134}Cs) cuando interactúan con el hormigón del bunker.

Cuando se comparan las emisiones de energía del ^{228}Ac con energía de 338 keV y 911 keV estos fotopicos disminuyen en 65,15% y 46,30% y para el ^{40}K un 58.24%, aunque estos fotópicos disminuyen más de la mitad en su intensidad, se puede ser efecto de variaciones en condiciones ambientales o posicionamiento del detector al momento de la medición.

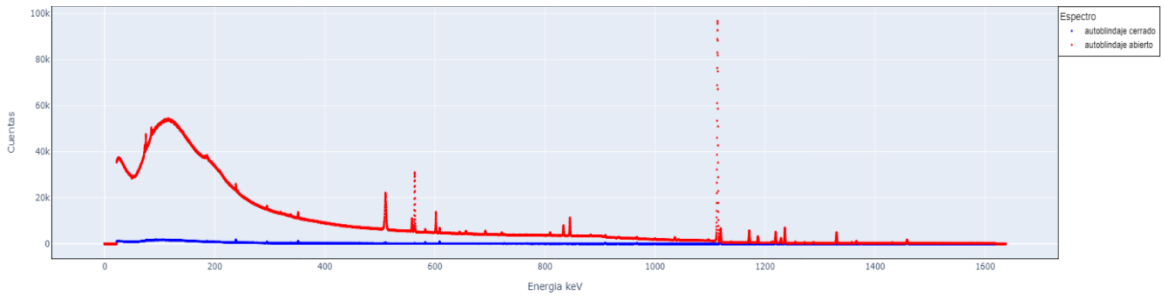

Figura 5-19: Comparación los espectros medidos cuando el autoblindaje se encuentra abierto y cerrado.

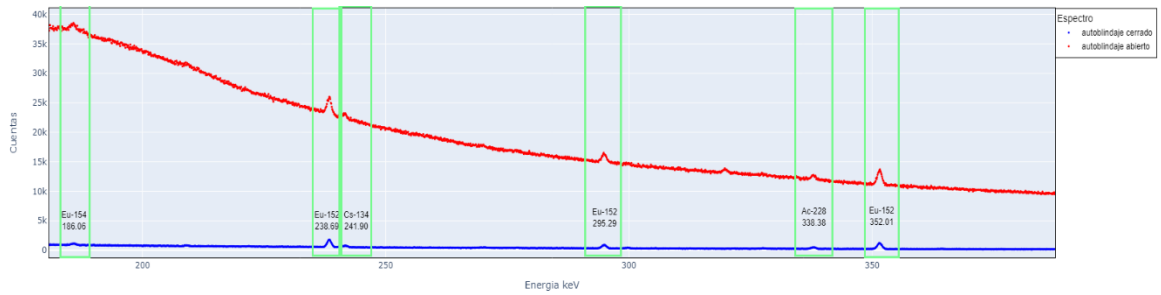

Figura 5-20: Espectros medidos entre $200\ keV$ y $350\ keV$.

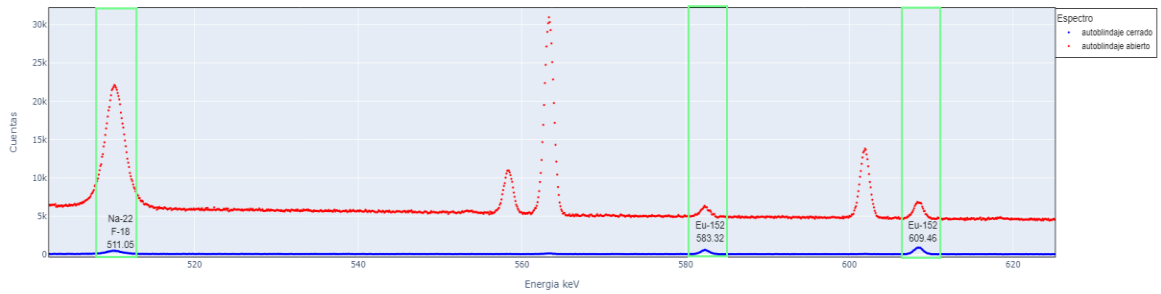

Figura 5-21:Espectros medidos entre 520 keV y 620 keV.

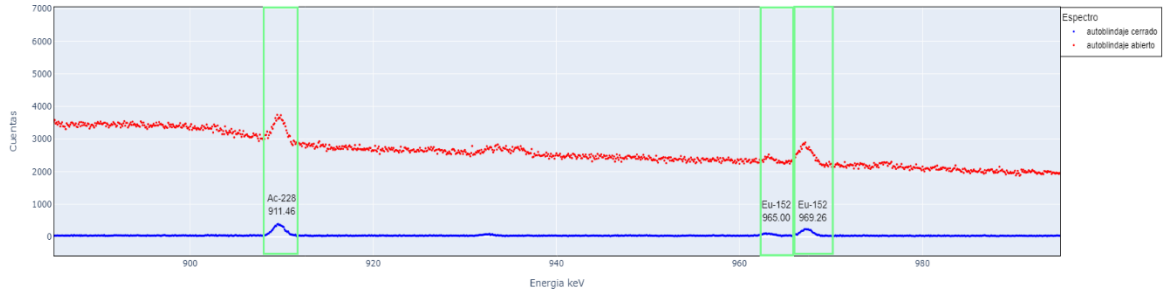

Figura 5-22: Espectros medidos entre 900 keV y 980 keV.

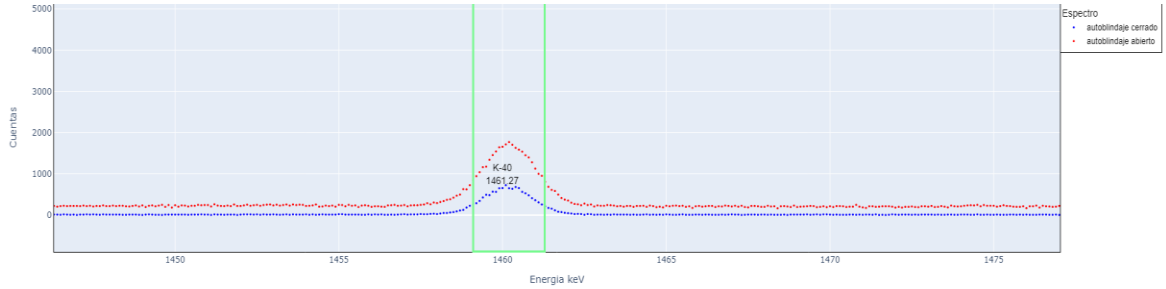

Figura 5-23: Espectros medidos entre 1450 keV y 1475 keV

6 Conclusiones

1. La comparación entre los puntos reportados por el fabricante y los valores medidos por los dos tipos de detectores utilizados en este estudio revela que, si bien el detector Geiger Müller ROTEM no es un equipo diseñado para cuantificar magnitudes de radiación, sino más bien para medir la intensidad de un campo de radiación, sí ofrece una mayor consistencia y sensibilidad en la medición de campos de radiación generados por el ciclotrón. Las mediciones de este detector se alinean más estrechamente con los resultados esperados, mientras que los TLDs MTS-N generalmente presentan valores inferiores y una mayor dispersión. No obstante, en puntos con tasas de dosis más elevadas, la respuesta de los TLDs mejora significativamente, lo que sugiere que, aunque presentan mayor variabilidad en condiciones de baja radiación, son herramientas útiles para la medición precisa en escenarios donde las dosis sean más altas.

2. Si bien los resultados mostrados en la figura 5-7 sugieren que el detector Geiger Müller proporciona mediciones consistentes de la dosis equivalente de radiación gamma con respecto a los valores dados por el fabricante, su principio de funcionamiento no permite diferenciar entre las contribuciones de fotones y neutrones dentro del campo de radiación generado por el ciclotrón.

3. El uso del detector de neutrones Ludlum modelo 2241-4 ha demostrado ser efectivo para medir la dosis equivalente de radiación generada durante la producción de ^{18}F en el ciclotrón. Los resultados que se encuentran en la Tabla 5-4 indican que los valores de tasas de dosis equivalente son más intensos en los puntos cercanos a los blancos de producción. Aunque en algunas áreas se superan los límites establecidos por el fabricante y se observaron ciertas desviaciones en las mediciones, la mayoría de los resultados se alinean con los valores reportados por el fabricante. Esto resalta la confiabilidad del detector para evaluar la exposición a neutrones en el rango de medición dentro bunker del ciclotrón.

4. Las mediciones de la tasa de dosis equivalente fuera del búnker cumplen con las regulaciones nacionales e internacionales, garantizando así la seguridad de los trabajadores (Tabla 5-5); aunque se encontraron diferencias entre lo medido y los valores reportados por el fabricante, estas variaciones pueden atribuirse a las particularidades del diseño del búnker, mientras que el autoblindaje demuestra ser efectivo en la reducción de la radiación a niveles aceptables, optimizando la exposición del personal y del público, y considerando adecuadamente el nivel previsto de ocupación humana del área.

5. De la medición de los productos de activación se encontraron ^{152}Eu, ^{134}Cs, ^{54}Mn y ^{65}Zn como se ve en la Figura 5-18 y de la Tabla 5-8, Esto indica que ha ocurrido activación en los muros de hormigón a través de reacciones de captura de neutrones (n,γ) en trazas metálicas presentes en la estructura. Estos hallazgos cumplen con el objetivo de identificar mediante espectrometría gamma los radionúclidos producidos por activación neutrónica en las paredes del búnker del ciclotrón, proporcionando información clave para la planificación del desmantelamiento del equipo y la gestión de los residuos radiactivos.

6. La calibración del detector HPGe fue crucial para garantizar la precisión de los resultados, y los espectros gamma obtenidos no solo confirmaron la activación de materiales dentro del búnker, sino que también sugirieron posibles vías de producción para algunos isótopos, como el ^{40}K y el ^{124}Sb. Estos resultados son esenciales para optimizar la seguridad radiológica y mejorar las prácticas de decomisionamiento de estos aceleradores, al proporcionar una comprensión detallada de la composición y la radiactividad de los materiales en el entorno del ciclotrón.

7. En la medición de productos activados se encontró un número significativo de radionúclidos; sin embargo, solo aquellos con tiempos de vida del orden de meses o años son relevantes para la seguridad radiológica, ya que este factor debe ser considerado en los planes de desmantelamiento.

Bibliografía

[1] Avendaño Estrada, A. (2010). MEDICIÓN DE UN CAMPO MIXTO DE RADIOACION NUETRÓN-GAMMA EN LAS VECINDADES DE UN CICLOTRÓN BIOMEDICO COMPACTO [tesis para optar un título de Físico, Universidad Autónoma de México]. Nombre del Repositorio. http://132.248.9.195/ptb2010/julio/0659645/Index.html

[2] Martí-Climent, J M. Peñuelas, I, R. Calvo, M. Giménez, C. Gámez, J A. Richter, Utilización de un ciclotrón para la producción de radionucleidos emisores de positrones, 1999, Revista Española de Medicina Nuclear e Imagen Molecular, Unidad PET. Servicio de Medicina Nuclear. Clínica Universitaria. Facultad de Medicina. Universidad de Navarra, volumen 18, número 4, paginas 261-267.

[3] Masumoto, K. Iidukab, Satob, H. Kuga, S. Fujibuchic, T. M, Sasaki d. T, Fukumura. Nakamura, H. Toyoda, A, 2014, Effectiveness of self-shielding type cyclotrons, Progress in Nuclear Science and Technology, High Energy Accelerator Research Organization, volume 4, paginas 223-227.

[4] González Sánchez, M. (2023). Caracterización y gestión segura de elementos activados en ciclotrones médicos en Colombia [tesis maestría, Universidad Nacional de Colombia.

[5] IAEA. Database of cyclotrons for radionuclide production. https://nucleus.iaea.org/sites/accelerators/Pages/Cyclotron.aspx, 2006.

[6] Servicio Geológico Colombiano. Instalaciones autorizadas para el empleo de material radiactivo. https://www2.sgc.gov.co/ProgramasDeInvestigacion/AsuntosNucleares/Documents/instalaciones-autorizadas/instalaciones-autorizadas-24-11-2022.pdf.

[7] Mukherjee, B . (2020). Optimisation of the Radiation Shielding of Medical Cyclotrons using a Genetic Algorithm, Safety Division (B55), Australian Nuclear Science and Technology Organisation (ANSTO), paginas 9-111.

[8] Mukherjee, B . (2002). Principle of Radiological Shielding of Medical Cyclotrons, Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities-SATIF 6, Menlo Park, California, April 10-12, 2002, 419-429.

[9] Kearfott, K. Carey, J. Clemenshaw, M. Faulkner, D. (1992). Radiation Protection Design for a Clinical Positron Emission Tomography Imaging Suite, Health Phys. volumen 63, paginas 581-589.

[10] Votaw, J.A. and R.J. Nickles. (1989). Radionuclide Production for Positron Emission Tomography: Choosing an Appropriate Accelerator, Nucl. Inst. Meth., B40/41, 1093-1099).

[11] Siemens Medical Solutions (2011). Eclipse Cyclotron Operator's Manual Siemens Medical Solutions.

[12] Siemens Medical Solutions (2011). ECLIPSE CYCLOTRON Radiation Safety Aspects.

[13] Andreu Bas, T. (2019). Estudio de la producción con ciclotrón de radionucleidos para Tomografía Por Emisión De Positrones (PET). [tesis para optar por el título en ingeniería de la energía Universidad Politécnica de Valencia].

[14] Masumoto, K. Iidukab, Satob, H. Kuga, S. Fujibuchic, T. M, Sasaki d. T, Fukumura. Nakamura, H. Toyoda, A, (2014). Effectiveness of self-shielding type cyclotrons, Progress in Nuclear Science and Technology, High Energy Accelerator Research Organization, volume 4, paginas 223-227

[15] Domínguez Reyes, R. (2010). Emisión de partículas tras la desintegración β^+ en núcleos deficientes en neutrones: $^{17}Ne, {}^{32}Ar\ y\ {}^{33}Ar$. [tesis doctoral, Universidad Complutense de Madrid].

[16] Obaya Valdivia, A. López, J. Vargas Rodríguez, Yolanda, and Camacho Gonzalez, Oyuki. (2016.) Producción de radiofármacos para tomografía por emisión de positrones (PET) y su aplicación en el diagnóstico de diversas enfermedades. Educación química, 27(4): paginas 292–299.

[17] Calzada, V y Cerecetto, H. (2019.). Una introducción a la Química Nuclear. Udelar. CSE.

[18] Vázquez Hernández, H. (2021). RESPUESTA TERMOLUMISCENTE DEL TLD100 IRRADIADO CON PROTONES DE 5keV. [tesis para optar un título de Físico, Universidad Autónoma de México]. Nombre del Repositorio. https://ru.dgb.unam.mx/browse?type=author&value=V%C3%A1zquez+Hern%C3%A1ndez%2C+Hugo+Evelio&value_lang=

[19] Rivera, T. (2011). TERMOLUMINISCENCIA EN DOSIMETRÍA MÉDICA, XXII National Congress on Solid State Dosimetry, MEXICO.

[20] Lozano Rojas, I. (2011): Síntesis y Caracterización de LiF:Mg,Ti para Dosimetría de Radiaciones Ionizantes. [Tesis para obtener el grado de Maestría en Tecnología Avanzada, Instituto Politécnico Nacional]. Nombre del Repositorio. www.repositoriodigital.ipn.mx

[21] TEMA 6: DETECCIÓN Y DOSIMETRÍA DE LA RADIACIÓN. (2009). Curso de SUPERVISORES de instalaciones radiactivas (IR) MÓDULO BÁSICO. Consejo de

Seguridad Nuclear (CNS); Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT). Páginas 3-10.

[22] TEMA 5: DOSIMETRÍA DE LA RADIACIÓN. DOSIMETRÍA DE LA RADIACIÓN EXTERNA. (2013). Curso de SUPERVISORES de instalaciones radiactivas (IR) MÓDULO BÁSICO. Consejo de Seguridad Nuclear (CNS); Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT). Páginas 16-20.

[23] Camacho López, E. (1997). MEDICION DE FLUJOS DE NEUTRONES EN INSTALACIONES NUCLEARES. [tesis para optar un título de Maestro En Ciencias Nucleares, Universidad Autónoma de México]

[24] Kry, S. Alvarez, P. Cygler, J. DeWerd, L. Howell, R. Meeks, S. O'Daniel, J. Reft, C. Sawakuchi, G. Yukihara, E. Mihailidis, D. (2020). AAPM TG 191: Clinical use of luminescent dosimeters: TLDs and OSLDs. Medical Physics, 47(2): paginas 19-51.

[25] Quiroz Revelo, B. (2018). Verificación de dosis en piel con cristales termoluminiscentes usando simulador físico de tórax para el algoritmo AAA en técnicas de tratamiento para radioterapia. [tesis maestría, Universidad Nacional de Colombia]. Nombre del Repositorio. https://repositorio.unal.edu.co/handle/unal/69303

[26] Sojo Farfan, J. (2009). ESPECTROMETRÍA GAMMA IN SITU DE ALTA RESOLUCIÓN SOBRE ZONAS PETROLERAS DEL ESTADO MONAGAS. [tesis para optar un título de Licenciado en Física, Universidad Central de Venezuela].

[27] Cabrera Orellana, F. (2014). ESTIMACION DE LA TEMPERATURA DE UN DETECTOR DE GERMANIO HIPERPURO. [tesis para optar un título de Ingeniero Físico, Universidad Santiago de Chile].

[28] Ludlum Measurements, INC (2022). LUDLUM MODEL 2241-4 SURVEY METER WITH NEUTRON DETECTOR. https://ludlums.com/images/data_sheets/M2241-4.pdf

[29] Agudelo Cardona, D. (2023). Protocolo de implementación para la irradiación de piel total con electrones a partir de la técnica Stanford en el Instituto Nacional de Cancerología. Universidad Nacional de Colombia. [tesis maestría, Universidad Nacional de Colombia]. Nombre del Repositorio: https://repositorio.unal.edu.co/handle/unal/83872.

[30] Ortega, A. Miguel, J. Jorba, B. (1996). Las Radiaciones ionizantes: utilización y riesgos I. Llibre, Edicions UPC.

[31] Azorín Nieto J., Madrid González O. A., Rivera Montalvo T., Arreola M., Sandoval Vázquez J. (2009). “Calibración de LiF:Mg, Ti para la aplicación en Dosimetría Clínica en Tomografía Computada por Termoluminiscencia". (“Juan Azorin |

Universidad Autónoma Metropolitana - Academia.edu”) III Simposio de Tecnología Avanzada. México DF.

[32] Miro, Conrado. Ávila, José M. García, Máximo PASTOR-VILLEGAS, José. (2010). Riesgos Debido a la Radiactividad Natural de Pizarras de Construcción." (“Riesgos Debido a la Radiactividad Natural de Pizarras de ... - SciELO”) Vol.21, n.1. pp.9-16.

[33] Wali, Fazal & Khan, Kamin & Ali, Wajid & Khan, Fazal. (2012). TRACE ELEMENTS CONCENTRATION IN VARIOUS BRANDS OF PORTLAND CEMENT, ENVIRONMENTAL AND OCCUPATIONAL HEALTH, AND SAFETY CONCERNS: A COMPARATIVE STUDY.

[34] Kambali, I., Suryanto, H., & Parwanto. (2016). Radioactive by-products of a self-shielded cyclotron and the liquid target system for F-18 routine production. Australasian Physical and Engineering Sciences in Medicine, 39(2). https://doi.org/10.1007/s13246-016-0426-1.

[35] Jurado Vargas, M. Carbajo Chávez, Sánchez Sánchez, R. Sosa, C. (2020). Gamma ray measurements of the activated target components in a cyclotron used for positron emission tomography. Radiation Physics and Chemistry, 177:109–153.

[36] Hopewell Designs, Inc. (s.f.). G10-3 and G10-10 Gamma Beam Irradiator. Tomado de:https://aadee.ar/00pdf/nuclear/G103G1010GBIBrochure.pdf?utm.

[37] Khater, A. (2006). Radiation Detection Methods. ResearchGate. Tomado de https://www.researchgate.net/figure/Cross-section-of-a-HPGe-detector-with-liquid-nitrogen-cryostat_fig7_329277153