



UNIVERSIDAD AUTÓNOMA DEL ESTADO DE MÉXICO



FACULTAD DE MEDICINA

Título de la Tesis

Memoria analítica para la inclusión y producción de ^{64}Cu , ^{68}Ga y ^{89}Zr , con acelerador Cyclone Kiube en la Unidad Ciclotrón & Radiofarmacia del INCan.

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:

MAESTRO EN FÍSICA MÉDICA

P R E S E N T A :

ERICK OMAR IÑIGUEZ GAMBOA

Comité de Tutores

DRA. EN Q. KEILA ISAAC OLIVÉ
DRA. EN C. BERTHA VANESSA IZQUIERDO SÁNCHEZ
M. EN F.M. JOSÉ VALLE ROJAS



TOLUCA, ESTADO DE MÉXICO 2024

Créditos a la Institución Sede

Este trabajo se llevó a cabo en el Instituto Nacional de Cancerología, y se quiere agradecer por todo el apoyo brindado durante el proyecto de tesis, se nos permitió el acceso a las instalaciones y se nos brindó además de esto todo el apoyo en cuanto a bibliografía y conocimiento.

Índice general

Aprobación de Tesis	II
Créditos a la Institución Sede	III
Agradecimientos	IV
Resumen	IX
Abstract	XI
Abreviaturas	XIII
Capítulo 1: Introducción	1
Capítulo 2: Estado del arte	3
2.1 Unidad de Ciclotrón y Radiofarmacia del INCan (UC&R)	3
2.2 Panorama internacional de los ciclotrones	4
Capítulo 3: Marco Teórico	6
3.1 Radiación	6
3.1.1 Radiación natural	9
3.1.2 Radiación no natural	9
3.1.3 Radiación electromagnética	10
3.2 Radiactividad	10
3.2.1 Periodo de semidesintegración	11
3.2.2 Actividad	12
3.2.3 Decaimiento radiactivo	12
3.2.4 Decaimiento α	13
3.2.5 Decaimiento β	13
3.2.6 Decaimiento γ	14
3.3 Interacción de la radiación con la materia	15
3.3.1 Partículas cargadas	15

3.3.2	Radiación electromagnética	16
3.3.3	Coeficiente de atenuación atómico	18
3.3.4	Coeficiente de atenuación lineal y sección eficaz macroscópica	19
3.4	Reacciones nucleares	20
3.4.1	Reacción protón-alfa (p, α)	21
3.4.2	Reacción deuterón-alfa (d, α)	22
3.4.3	Reacción protón-neutrón (p, n)	22
3.4.4	Reacción protón-gamma (p, γ)	23
3.5	Valor Q para reacciones nucleares	23
3.6	Barrera de Coulomb	24
3.7	Sección eficaz	24
3.8	Física del ciclotrón.	24
3.8.1	Campo eléctrico	27
3.8.2	Campo magnético	28
3.9	Estructura del ciclotrón y componentes	28
3.9.1	Fuente de iones	29
3.9.2	Radiofrecuencia	30
3.9.3	Dees	31
3.9.4	Sistema de vacío	31
3.9.5	Sistema de extracción	32
3.10	Producción de radioisótopos en blancos gaseosos	33
3.11	Producción de radioisótopos en blancos líquidos	35
3.12	Producción de radioisótopos en blancos sólidos	38
3.13	Magnitudes y unidades radiológicas	44
3.14	Magnitudes dosimétricas	44
3.14.1	Kerma	44
3.14.2	Tasa de Kerma	45
3.14.3	Exposición	45
3.14.4	Dosis absorbida	45
3.14.5	Tasa de dosis absorbida	46
3.15	Magnitudes de protección radiológica	46
3.15.1	Equivalente de dosis	46
3.15.2	Equivalente de dosis ambiental	46
3.15.3	Dosis efectiva	47
3.16	Cantidades fundamentales y unidades de radiación ionizante	47
3.16.1	Flujo	47
3.16.2	Flujo de energía	47

3.16.3	Fluencia	48
3.16.4	Tasa de fluencia	48
3.16.5	Fluencia de energía	48
3.16.6	Tasa de fluencia de energía	48
3.17	Protección radiológica	49
3.18	Diseño de blindajes	50
3.18.1	Blindaje para emisores α	56
3.18.2	Blindaje para emisores beta	58
3.18.3	Blindaje para emisores X y γ	58
3.18.4	Blindaje para protones y iones ligeros	62
3.18.5	Blindaje para neutrones	63
3.18.6	Clasificación de áreas	65
3.19	Método Monte Carlo	66
3.19.1	Aplicación del método Monte Carlo en el transporte de partículas	66
3.19.2	TOPAS	67
Capítulo 4: Pregunta de investigación, hipótesis y objetivos		68
4.1	Pregunta de investigación	68
4.2	Hipótesis	68
4.3	Objetivos.	69
Capítulo 5: Materiales		70
Capítulo 6: Metodología		71
6.1	Definición de los puntos de interés dentro de la instalación donde se determinaron los equivalentes de dosis	72
6.2	Tasa de equivalente de dosis en los puntos de referencia r_0 de los puntos críticos P1, P2, P3 y P4	76
6.2.1	H_η y H_g suministrados directamente por el fabricante	76
6.2.2	H_η y H_g calculados a partir de rendimientos reportados por el fabricante	77
6.2.3	H_η calculado a partir de consideraciones teóricas	80
6.2.4	H_η y H_g calculados a partir de rendimientos calculados por simulación Monte Carlo	83
6.3	Tasa de equivalente de dosis en estos puntos de interés P1, P2, P3, P4 calculada de manera analítica o semi-analítica.	92
6.4	Tasa de equivalente de dosis en estos puntos de interés P1, P2, P3, P4 calculado a partir de simulación Monte Carlo.	93

6.5	Contraste del equivalente de dosis estimado y los límites establecidos.	94
6.6	Elaboración de la memoria analítica de cálculo de blindajes para ^{64}Cu , ^{68}Ga y ^{89}Zr	95
6.7	Material complementario de la metodología:	100
Capítulo 7: Resultados y discusión		106
7.1	Definición de los puntos de interés dentro de la instalación donde se determinaron los equivalentes de dosis	106
7.2	Cálculo de los rendimientos n/p y γ/p	106
7.3	Cálculo de H_η y H_g por diferentes fuentes	107
7.4	Cálculo de H_r en los puntos P1, P2, P3 y P4 por diferentes fuentes .	109
7.5	Comparación de los H_r obtenidos con la normativa nacional e interna- cional	111
Capítulo 8: Conclusiones		115
Capítulo 9: Perspectivas		117
Capítulo 10: Anexos		124
10.1	Participación y asistencia en congresos	124
10.2	Envío de artículo	126

Resumen

El ciclotrón Cyclone Kiube 100 de la marca IBA será instalado en la Unidad Ciclotrón & Radiofarmacia del Instituto Nacional de Cancerología (INCan). La Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) es la entidad reguladora en México que regula la operación de instalaciones radiactivas. Esta comisión emite licencias después de verificar que en estas instalaciones se implementan medidas de seguridad, que protegen tanto a los trabajadores como al público en las cercanías la instalación.

El propósito principal de este trabajo fue elaborar una memoria analítica para presentarla ante la CNSNS, con el fin que se evalúe y autorice la producción de los radionúclidos ^{64}Cu , ^{68}Ga y ^{89}Zr en el ciclotrón Cyclone Kiube 100 a ubicarse en el actual bunker del INCan, que albergaba a un ciclotrón anterior. Esta memoria incluye los cálculos analíticos de la tasa de equivalente de dosis en puntos específicos alrededor del ciclotrón durante su operación. Los cálculos se basaron en el reporte NCRP 144 que utiliza datos de tasas de equivalente de dosis ambiental debida a neutrones (H_η) y a fotones gamma (H_g) en puntos de referencia para calcular la tasa de equivalente de dosis (H_r) en los puntos de interés. En este caso, los valores de H_η y H_g fueron suministrados por el fabricante IBA. Los valores calculados analíticamente de H_r se compararon con los límites establecidos en el Reglamento General de Seguridad Radiológica de 50 mSv/año para los trabajadores y 5 mSv/año para el público. Asimismo, los valores calculados se compararon con los establecidos en las recomendaciones internacionales del ICRP, que establecen límites de 20 mSv/año para trabajadores y 1 mSv/año para el público.

Para comprobar los resultados obtenidos en el cálculo analítico, las tasas de equivalente de dosis (H_r) se calcularon, a partir de valores de H_η y H_g obtenidos de otras fuentes. Estas fuentes fueron: a) a partir de los rendimientos n/p y γ/p reportados por IBA y b) a partir de los rendimientos n/p y γ/p calculados mediante simulación Monte Carlo con el software TOPAS. Una vez conocidos los rendimientos estos se

convirtieron en H_r utilizando factores de conversión reportados en el ICRP 74. En la simulación, se simuló la reacción nuclear (p,n) que ocurre dentro del ciclotrón, donde el haz de protones impactaba diferentes blancos. Las tasas de equivalente de dosis H_r en los puntos de interés se calcularon, además, por simulación Monte Carlo, a partir de contabilizar en dichos puntos la fluencia de neutrones y fotones gamma.

Los resultados de las tasas de equivalente de dosis en los puntos de interés P1, P2, P3 y P4 obtenidas de manera analítica utilizando el NCRP 144 (a partir de diversas fuentes) y por simulación indican que el blindaje del ciclotrón mantiene los niveles de tasa de equivalente de dosis en los puntos de interés dentro de los límites establecidos tanto por las normativas nacionales como por las recomendaciones internacionales. Por tanto, el funcionamiento del ciclotrón es seguro desde el punto de vista de seguridad radiológica para los trabajadores y el público.

Abstract

The Cyclone Kiube 100 cyclotron, manufactured by IBA, will be installed in the Cyclotron & Radiopharmacy Unit of the National Cancer Institute (INCan). The National Commission for Nuclear Safety and Safeguards (CNSNS) is the regulatory body in Mexico responsible for overseeing the operation of radioactive facilities. This commission issues licenses after verifying that these facilities implement safety measures to protect both workers and the public near the installation.

The primary purpose of this work was to develop an analytical report to be submitted to the CNSNS to evaluate and authorize the production of the radionuclides ^{64}Cu , ^{68}Ga , and ^{89}Zr using the Cyclone Kiube 100 cyclotron, which will be located in the current bunker at INCan that previously housed another cyclotron. This report includes analytical calculations of the dose equivalent rates at specific points around the cyclotron during its operation. The calculations were based on NCRP Report 144, which uses ambient dose equivalent rate data for neutrons (H_η) and gamma photons (H_g) at reference points to determine the dose equivalent rate (H_r) at the points of interest. In this case, the H_η and H_g values were provided by the manufacturer, IBA. The analytically calculated H_r values were compared with the limits set by the General Regulation on Radiological Safety: 50 mSv/year for workers and 5 mSv/year for the public. Additionally, the calculated values were compared with the international recommendations of the ICRP, which establish limits of 20 mSv/year for workers and 1 mSv/year for the public.

To validate the results obtained from the analytical calculations, the dose equivalent rates (H_r) were recalculated using H_η and H_g values derived from other sources. These sources included: a) The n/p and γ/p yields reported by IBA, and b) The n/p and γ/p yields calculated through Monte Carlo simulations using TOPAS software. Once the yields were determined, they were converted into H_r using conversion factors provided in ICRP 74. The simulation modeled the (p,n) nuclear reaction occurring within the cyclotron, where a proton beam impacts various targets. Moreover, the

dose equivalent rates H_r at the points of interest were also calculated using Monte Carlo simulations by recording neutron and gamma photon fluence at these points.

The results of the dose equivalent rates at the points of interest (P1, P2, P3, and P4), obtained both analytically using NCRP 144 (from various sources) and through simulations, indicate that the cyclotron's shielding keeps the dose equivalent rate levels at the points of interest within the limits established by both national regulations and international recommendations. Therefore, the operation of the cyclotron is radiologically safe for workers and the public.

Abreviaturas

- ^{64}Cu : Cobre-64.
- ^{68}Ga : Galio-68.
- ^{89}Zr : Zirconio-89.
- UC&R: Unidad de Ciclotrón & Radiofarmacia.
- INCan: Instituto Nacional de Cancerología.
- CNSNS: Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias.
- RGSR: Reglamento General de Seguridad Radiológica.
- ICRP: International Commission on Radiation Protection.
- OIEA: Organismo Internacional de Energía Atómica
- IAEA: International Atomic Energy Agency.
- PET: Positron Emission Tomography.
- SPECT: Single Positron Emission Tomography.
- CT: Computed Tomography.
- (p): Protones.
- (n): Neutrones.
- MeV: Mega Electronvolts.
- MPD: Maximum Permissible Dose (Máxima dosis permisible).
- POE: Personal Ocupacionalmente Expuesto.
- IAEA: International Atomic Energy Agency.

- CDA: Concentración Derivada en Aire.
- LAI: Límite Anual de Incorporación
- $T_{\frac{1}{2}}$: Período de semidesintegración.
- β^+ : Partícula beta positiva.
- β^- : Partícula beta negativa.
- γ : Fotón Gamma.
- (p,n): Reacción nuclear en la que el núcleo blanco captura un protón y emite un neutrón.
- (p, α): Reacción nuclear en la que el núcleo blanco captura un protón y emite una partícula gamma.
- Ci: Curie.
- Bq: Becquerels.
- TVL: Tenth Value Layer (Capa decirreductora).
- HVL: Half Value Layer (Capa hemirreductora).
- ALARA: (As Low As Reasonably Achievable) Tan bajo como sea razonablemente alcanzable, por sus siglas en inglés.
- GMP (Good Manufacturer Practices): Buenas prácticas de fabricación, por sus siglas en inglés.
- Z: Número atómico (número de protones en un átomo)
- A: Número másico (suma de protones y neutrones (nucleones) en un átomo)

Índice de figuras

2.1 Países latinoamericanos y caribeños operando un ciclotrón para producción de radionúclidos (figura obtenida de [1]).	5
3.1 Modelo atómico de Thomson, también conocido como modelo del Budín de Pasas, obtenido de [2].	7
3.2 Diagrama del modelo propuesto por Ernest Rutherford (obtenido de [3]).	7
3.3 Diagrama del modelo atómico de Niels Bohr (obtenido de [4]).	8
3.4 Espectro de radiación electromagnética (modificado de [5]).	10
3.5 Decaimiento exponencial de la actividad, se puede observar el periodo de semidesintegración a la mitad de la actividad inicial (modificado de [6]).	12
3.6 Reacción nuclear en la cual un núcleo A es bombardeado por un haz de partículas a, resultando en el producto B (obtenido de [7]).	20
3.7 Donald Cooksey (Izquierda) y Ernest Lawrence (derecha) con el primer ciclotrón médico hecho por ambos, publicado originalmente en la revista LBNL (Obtenida de [8]).	26
3.8 Diagrama de un ciclotrón con una fuente de salida de iones (Obtenida de [9]).	29
3.9 Fuente de iones de un ciclotrón (obtenido de Ion Beam Applications (IBA)).	30
3.10 Sistema de carrusel de stripper foils (despojadores) (obtenido de Ion Beam Applications (IBA)).	33
3.11 Sistema de carrusel de stripper foils (despojadores) (obtenido de Ion Beam Applications (IBA)).	34
3.12 Porta-muestra para blanco gaseoso utilizado en la producción de ^{11}C , (obtenido de [10]).	35
3.13 Blanco líquido típico, (obtenido de ([11])).	36
3.14 Diagrama (izquierdo) y foto (derecha) del porta-muestra para blancos líquidos Nirta utilizado en el Cyclone Kiube 100 (obtenido de [12]). . .	37

3.15	Información de decaimiento del ^{68}Ga , (recuperado de la base de datos de la IAEA: [13]).	37
3.16	Diagrama (izquierda) proporcionado por el fabricante y foto (derecha) del Blanco sólido Nirta utilizado en el Cyclone Kiube 100.	39
3.17	Configuración de un blanco sólido, (modificado de [11]).	39
3.18	Información de decaimiento del ^{64}Cu , (obtenido de la base de datos de la IAEA[14]).	40
3.19	Función de excitación de la reacción $^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$. La sección eficaz de la reacción se considera un 100% de enriquecimiento, (modificado de [1]).	41
3.20	Información de decaimiento del ^{89}Zr , (recuperado de la base de datos de la IAEA [15]).	42
3.21	Rendimiento de producción de ^{89}Zr con un haz de protones (9.8-16.6 MeV) modelados con FLUKA, para el rango de espesores de varios blancos en forma de discos sólidos en Y, modificado de [16].	44
3.22	Distribución estándar de un búnker para ciclotrón (figura obtenida de [17]).	56
3.23	Alcance de la partícula alfa en un medio material (Figura obtenida del curso avanzado de protección radiológica nivel encargado de seguridad radiológica clases a y b; ININ).	57
3.24	Geometría de haz estrecho. El diámetro del haz primario de fotones es lo suficientemente grande como para cubrir en su totalidad al detector uniformemente, a una distancia lo suficientemente grande del atenuador con el objetivo de que el número de partículas dispersas o secundarias (S) que llegan al detector sea despreciable en comparación con el número fotones primarios (modificado de [18]).	60
3.25	Geometría de una fuente puntual considerando dispersión (modificado). (Figura obtenida del curso avanzado de protección radiológica nivel encargado de seguridad radiológica clases a y b; ININ.	62
6.1	Plano arquitectónico en planta de la UC&R del INCan.	73
6.2	Plano arquitectónico en corte del búnker de la UC&R del INCan.	73
6.3	Interfaz de TOPAS con las geometrías utilizadas para la simulación de los blancos de ^{64}Cu y ^{89}Zr (vista en planta)	86
6.4	Interfaz de TOPAS con las geometrías utilizadas para la simulación del blanco de ^{68}Ga (vista en planta)	87

6.5	Interfaz de TOPAS con las geometrías utilizadas para la simulación de los blancos de ^{64}Cu y ^{89}Zr (vista en corte)	87
6.6	Interfaz de TOPAS con las geometrías utilizadas para la simulación del blanco de ^{68}Ga (vista en corte).	88
6.7	Vista con zoom de las interacciones ocurridas dentro de la moneda.	90
6.8	Acercamiento a las reacciones nucleares que ocurren dentro del ciclotrón con la moneda de ^{64}Ni (izquierda) y de la interacción de las partículas secundarias generadas con el búnker (derecha).	90
6.9	Acercamiento a las reacciones nucleares que ocurren dentro del ciclotrón con la moneda de ^{68}Zn (izquierda) y de la interacción de las partículas secundarias generadas con el búnker (derecha).	91
6.10	Acercamiento a las reacciones nucleares que ocurren dentro del ciclotrón con la moneda de ^{89}Y (izquierda) y de la interacción de las partículas secundarias generadas con el búnker (derecha).	91

Índice de tablas

6.1	Información de los muros del búnker de la UC&R.	75
6.2	Tasas de equivalentes de dosis debidas a neutrones ($H\eta$) y fotones ($H\gamma$) en los puntos de referencia, proporcionados por el fabricante del ciclotrón (IBA).	77
6.3	Coefficientes de conversión de fluencia de neutrones a tasa de dosis ambiental $H^*(10)$	78
6.4	Coefficientes de conversión de fluencia de fotones gamma a tasa de dosis ambiental $H^*(10)$	79
6.5	Rendimientos n/p y γ/p para la irradiación de diversos blancos obtenidos por IBA, modificado de [19].	80
6.6	Composición de las monedas utilizadas en la simulación y sus propiedades.	80
6.7	Secciones eficaces de producción de la reacción $^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$ respecto a la energía del haz reportado por la IAEA, modificado de [14].	81
6.8	Secciones eficaces de producción de la reacción $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$ respecto a la energía del haz reportado por la IAEA modificado de [13].	82
6.9	Secciones eficaces de producción de la reacción $^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$ respecto a la energía del haz reportado por la IAEA, modificado de [15].	82
6.10	Composición química para el terreno natural en la simulación de TOPAS, obtenido de [20].	84
6.11	Composición química para concreto utilizada en la simulación de TOPAS obtenido de [20]	85
6.12	Composición química del aire (seco), utilizado para la simulación TOPAS, obtenido de [20].	85
6.13	Composición química del acero utilizado para modelar el ciclotrón, obtenido de las librerías de TOPAS.	85
6.14	Composición química del vacío utilizado para la cámara donde ocurren las reacciones nucleares, obtenido de las librerías de TOPAS.	86
6.15	Características de producción de los radionúclidos de interés.	89

6.16	Límites de equivalente de dosis efectivo para POE y público emitidos en la publicación 26 del ICRP.	94
6.17	Límites de equivalente de dosis efectivo para POE y público emitidos en la publicación 60 del ICRP.	95
7.1	Comparación de los rendimientos calculados analíticamente, los brindados por el proveedor y los calculados con la simulación de TOPAS.	107
7.2	Tasa de dosis de neutrones y gammas a 100 cm.	108
7.3	Tasa de dosis de neutrones y gammas a 150 cm.	108
7.4	Equivalente de tasa de dosis en el punto P1 calculados a partir de los valores H_η y H_γ obtenidos de varias fuentes.	109
7.5	Equivalente de tasa de dosis en el punto P2 calculados a partir de los valores H_η y H_γ obtenidos de varias fuentes.	110
7.6	Equivalente de tasa de dosis en el punto P3 calculados a partir de los valores H_η y H_γ obtenidos de varias fuentes.	110
7.7	Equivalente de tasa de dosis en el punto P4 calculados a partir de los valores H_η y H_γ obtenidos de varias fuentes.	111
7.8	Comparación de resultados de la tasa de equivalente de dosis para la producción de ^{64}Cu calculada con los datos de la simulación y los proporcionado por IBA.	113
7.9	Comparación de resultados de la tasa de equivalente de dosis para la producción de ^{68}Ga calculada con los datos de la simulación y los proporcionado por IBA.	113
7.10	Comparación de resultados de la tasa de equivalente de dosis para la producción de ^{89}Zr calculada con los datos de la simulación y los proporcionado por IBA.	113

Capítulo 1

Introducción

Los avances en la física médica y la medicina nuclear han revolucionado significativamente la medicina y la investigación científica en las últimas décadas. Uno de los dispositivos fundamentales en esta evolución es el ciclotrón, un acelerador de partículas que ha encontrado aplicaciones cruciales en campos tan diversos como la medicina nuclear, la física de partículas y la radioquímica.

En sus primeros días, los ciclotrones fueron diseñados principalmente como herramientas de investigación, pero con el tiempo, su utilidad se ha expandido de manera significativa. Actualmente, estos dispositivos se han vuelto parte integral de numerosos campos, incluyendo la medicina, las ciencias de materiales y la física del estado sólido. Su aplicación en la producción de radionúclidos utilizados en la medicina nuclear, en particular en la tomografía por emisión de positrones (PET), ha revolucionado la forma en que se diagnostican y tratan diversas enfermedades.

Hay ventajas y desafíos asociados al uso de ciclotrones en la producción de radionúclidos para PET, un área de investigación crítica que ha experimentado un crecimiento significativo en la última década. Los radionúclidos emisores de positrones, como el ^{64}Cu , el ^{68}Ga y el ^{89}Zr , han demostrado ser importantes para el diagnóstico, la estadificación y el seguimiento de tratamientos en pacientes con cáncer, entre otras aplicaciones médicas. Sin embargo, la producción de estos radionúclidos no está exenta de desafíos técnicos y regulatorios, lo que hace que la investigación en este campo sea esencial para garantizar su disponibilidad y seguridad en las aplicaciones clínicas.

En este proyecto, se exploran las consideraciones técnicas y de seguridad que rodean el uso de un ciclotrón en la producción de radionúclidos para PET. Además, se analiza la normativa mexicana y el panorama internacional en relación con las instalaciones

de ciclotrones. También se examina el funcionamiento del ciclotrón, las reacciones nucleares involucradas, y los diferentes tipos de blancos utilizados en la producción de radionúclidos. Asimismo, se centra la atención en tres radionúclidos novedosos: el ^{64}Cu , el ^{68}Ga y el ^{89}Zr , que han ganado relevancia en el ámbito de la medicina nuclear debido a sus aplicaciones potenciales en diagnóstico y terapia.

Aunado a esto, se utilizó un método semianalítico con TOPAS, en el que se simuló la reacción nuclear dentro del ciclotrón con un haz de protones impactando diferentes blancos. Esto permitió obtener los rendimientos n/p y γ/p , que se compararon con los proporcionados por el fabricante y los obtenidos analíticamente. Con los rendimientos obtenidos se calcularon las fluencias de protones y neutrones a 100 cm, para determinar la tasa de equivalente de dosis y compararla con los resultados proporcionados por el fabricante y lo obtenido a través del método analítico.

Este proyecto tiene como objetivo realizar una memoria analítica que incluya todos los cálculos necesarios para calcular en ciertos puntos de interés la tasa de equivalente de dosis. Los resultados obtenidos se compararán con los límites establecidos tanto por el órgano regulador mexicano como por las recomendaciones internacionales. El método empleado tiene la finalidad de ser presentado ante el órgano regulador y servir como base para el licenciamiento de radionúclidos de interés en el Instituto Nacional de Cancerología (INCan). Con este proyecto, se espera contribuir al avance de la medicina nuclear y sobre todo en el área de protección radiológica, a través de un ejemplo de cálculo de blindajes que se espera sea útil para futuros licenciamientos.

Capítulo 2

Estado del arte

2.1. Unidad de Ciclotrón y Radiofarmacia del IN-Can (UC&R)

El Instituto Nacional de Cancerología es un referente mexicano y uno de los hospitales más importantes en el tratamiento del cáncer. Sus inicios se remontan a la época revolucionaria. En ese entonces, era un modesto dispensario ubicado en el No. 131 de la calle Chopo. Debido a la población atendida, se convirtió rápidamente en el principal proveedor de servicios médicos para los pacientes ginecológicos de aquella época.

Sin embargo, en unos pocos años este dispensario resultó insuficiente para la demanda de pacientes (hombres y mujeres) que necesitaban atención médica, por lo que, el 25 de noviembre 1946, bajo el gobierno del presidente Manuel Ávila Camacho, se tomó la decisión de convertirlo en un centro especializado en la lucha contra el cáncer. De esta manera nace el Instituto Nacional de Cancerología[21].

El Instituto Nacional de Cancerología (INCan) inauguró en el 2018 la Unidad de Ciclotrón y Radiofarmacia, única en servicios de salud pública en Latinoamérica, que permite producir radiofármacos especializados para la detección eficaz de tumores neoplásicos. Durante la inauguración, liderada por el Dr. Jesús Ancer en representación del secretario de Salud, Dr. José Narro Robles, se destacó que esta tecnología proporcionaría tratamientos específicos que no dañarían tejido sano y reduciría la reincidencia.

El equipo de alta tecnología produciría radiofármacos oncológicos, neurológicos y cardiológicos, que se distribuirían a diversos estados y otros institutos de salud en

México. Además, se impulsarían 20 protocolos de investigación científica. La unidad también reduciría en un 25 % los tiempos de espera para la detección de tumores y disminuiría los costos para los pacientes. La instalación de esta unidad requirió una inversión de más de 100 millones de pesos y la construcción de un búnker con más de 100 toneladas de concreto de alta densidad.

2.2. Panorama internacional de los ciclotrones

El ciclotrón, un acelerador de partículas que utiliza campos electromagnéticos para propulsar partículas a altas velocidades, juega un papel crucial en la producción de radioisótopos, los cuales son esenciales para la fabricación de radiofármacos utilizados en el diagnóstico y tratamiento de diversas formas de cáncer. A nivel mundial, existen más de 1,500 centros de ciclotrones, con 1,300 de ellos documentados en una base de datos interactiva actualizada recientemente por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), que abarca 95 países, incluyendo 81 centros en 17 naciones de Iberoamérica. Los ciclotrones son cada vez más relevantes en la atención a la salud, especialmente en procedimientos de imagenología avanzada, dado que los radiofármacos que producen son altamente eficaces para la detección de distintos tipos de cáncer. Los avances recientes en la producción de radioisótopos claves, como el ^{99m}Tc y el ^{68}Ga , destacan la importancia de estos dispositivos en el ámbito médico, facilitando la producción de radioisótopos de corto periodo de vida que pueden ser utilizados directamente en pacientes.

En México, la entidad responsable de establecer las regulaciones necesarias para asegurar un manejo correcto de toda instalación que trabaje con material radiactivo es la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas (CNSNS). Esta estipula los requisitos necesarios que deben cumplirse para poder garantizar la seguridad del Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE) y público general.

En particular en México, las limitaciones de dosis que se emplean para POE son las establecidas por el artículo 20 del Reglamento General de Seguridad Radiológica (RGSR). Este nos fija, para prevenir los efectos estocásticos, el límite en 50 mSv/año, o sea, 1 mSv/semana considerando 50 semanas laborales por año, ó 0.025 mSv/h considerando 5 días laborales por semana y 8 horas por día. Estos valores son los recomendados por la International Commission on Radiation Protection (ICRP) en su artículo 26([22, 23]). A su vez, para el PÚBLICO el equivalente de dosis límite será 5 mSv/año, y tomando las condiciones anuales tendríamos 0.1 mSv/semana, 0.0025

mSv/hora, valores igualmente recomendados en el artículo 37 del RGSR que toma las recomendaciones del artículo 60 del ICRP([22, 24]).

En 2022 la IAEA realizó un estudio para recabar información sobre las instalaciones con ciclotrones en el área de América Latina y el Caribe, donde se incluye México. La figura 2.1 muestra. los países de la región con instalaciones de este tipo El estudio confirmó la existencia de 67 ciclotrones en el área mencionada, de los cuales 10 están en México. Esto posiciona a nuestro país en 2do lugar junto con Argentina en mayor número de ciclotrones, superado solamente por Brasil[1].

Cabe destacar que México cuenta con una de las 4 instalaciones con ciclotrón que produce ^{68}Ga y así mismo cuenta con las únicas dos instalaciones en América Latina que producen ^{64}Cu [1]. Este hecho posiciona al país como un referente clave en la innovación médica y tecnológica en la región. La capacidad de producir estos radionúclidos, esenciales para la medicina nuclear, no solo fortalece el desarrollo de tecnologías avanzadas para el diagnóstico y tratamiento de enfermedades, sino que también promueve la autosuficiencia regional en la producción de radiofármacos. Esto contribuye al crecimiento de la investigación y desarrollo en el ámbito de la medicina nuclear, atrayendo la atención de la comunidad científica internacional y reforzando la posición de México como líder en la producción de radionúclidos en América Latina.



Figura 2.1: Países latinoamericanos y caribeños operando un ciclotrón para producción de radionúclidos (figura obtenida de [1]).

Capítulo 3

Marco Teórico

3.1. Radiación

Las radiaciones ionizantes son totalmente dependientes de las interacciones atómicas, así que para conocer el funcionamiento de la radiación ionizante es muy importante conocer la naturaleza del átomo. La anatomía del átomo ha sido un tema de discusión desde la antigua Grecia, sin embargo, fue en el siglo XX donde gracias a los avances tecnológicos, se pudo vislumbrar y comprobar, de manera experimental, la naturaleza del mismo. Esto llevó a grandes científicos a proponer modelos atómicos que explicaran lo visto en sus experimentos.

J.J Thomson estaba realizando un estudio sobre los rayos catódicos, y a través de sus experimentos pudo demostrar que estos están compuestos por partículas diminutas cargadas negativamente, él llamó a esta partícula ‘electrón’. Él dedujo a través de la existencia de estas partículas y de la neutralidad del átomo, que un átomo eléctricamente neutro tiene que estar compuesto de un mismo número de partículas cargadas negativa y positivamente. Thomson propuso su famoso modelo del ‘budín de pasas’ en el cual se considera al átomo como una masa de carga positiva la cual tiene incrustada los electrones de carga negativa en ella, asemejando a un pan con pasas (Figura 3.1). Sin embargo, pronto este modelo fue encontrado deficiente gracias a la investigación de Geiger y Marsden, los cuales al estudiar la dispersión de partículas alfas encontraron que algunas se dispersaban a ángulos no esperados, algunos incluso mayores a 90° . Si el átomo fuera como lo proponía Thomson, todas las partículas alfa positivamente cargadas pasarían a través de la lámina con solo alguna dispersión ocasional[25].

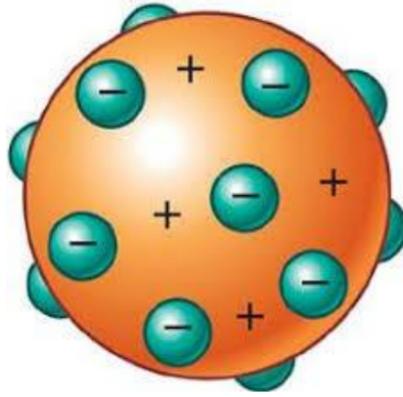


Figura 3.1: Modelo atómico de Thomson, también conocido como modelo del Budín de Pasas, obtenido de [2].

Pronto surgió un nuevo modelo atómico, el modelo de Ernest Rutherford (Figura 3.2), el cual se basaba en dos ideas principales. La primera es que el núcleo está concentrado en el centro del átomo y es unas 10,000 veces más pequeño que el átomo en sí. La segunda es que este núcleo está rodeado por un sistema de electrones orbitando a su alrededor. El modelo de Rutherford podía explicar eficientemente los resultados de los experimentos de Geiger y Marsden, sin embargo, este modelo al ser propuesto con base en la teoría de la mecánica clásica fue descartado posteriormente, debido a ineficiencias al aplicar esta teoría[25].

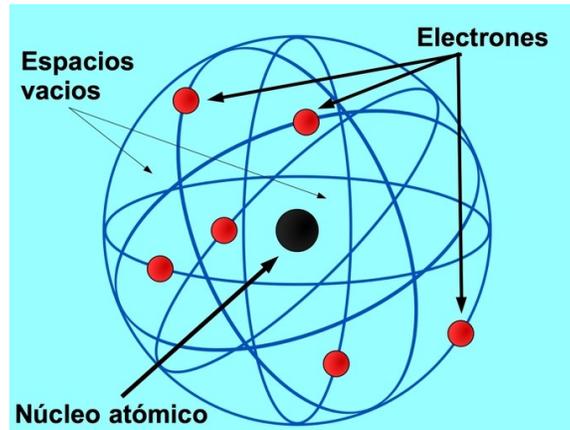


Figura 3.2: Diagrama del modelo propuesto por Ernest Rutherford (obtenido de [3]).

Niels Bohr, convencido de que la mecánica clásica no podía explicar las estructuras atómicas, aplicó el concepto de cuantización de Planck al estudio de los espectros atómicos. Su enfoque principal fue:

1. La radiación de energía dentro del átomo no ocurre de manera continua, sino únicamente cuando el sistema cambia entre diferentes estados estacionarios.
2. El equilibrio dinámico en los estados estacionarios sigue las leyes ordinarias de la mecánica clásica, pero estas no se aplican durante las transiciones entre estados.
3. La energía emitida (E) durante una transición está relacionada con la frecuencia de la radiación (ν) por la ecuación $E = h\nu$, donde h es la constante de Planck.
4. Los estados estacionarios de un sistema simple (como un electrón girando alrededor de un núcleo positivo) solo pueden encontrarse en determinados orbitales, aquellos donde se cumple que la energía total emitida y la frecuencia de la órbita del electrón son múltiplos enteros de $h/2$.
5. El estado permanente de un sistema atómico, donde la energía emitida es máxima, se da cuando el momento angular del electrón alrededor del núcleo es $h/2$.

Estas ideas sentaron las bases para el modelo cuántico del átomo [25], cuya representación esquemática se muestra en la figura 3.3.

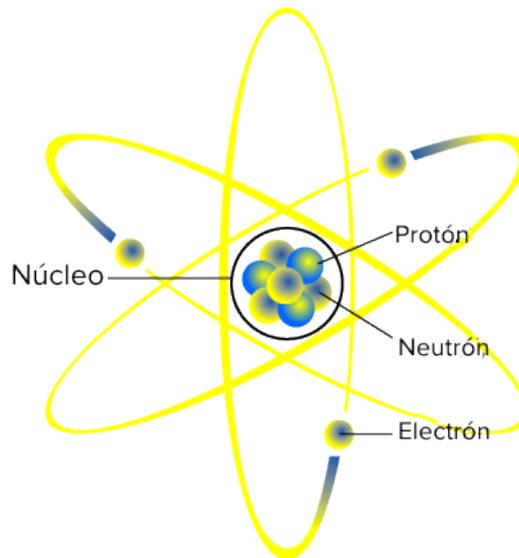


Figura 3.3: Diagrama del modelo atómico de Niels Bohr (obtenido de [4]).

La radiación ionizante se caracteriza por su capacidad para excitar e ionizar átomos en los materiales con los que interactúa. Dado que la energía necesaria para que un electrón de valencia escape de su capa electrónica oscila entre 4 y 25 eV, la radiación debe poseer una energía superior a este rango para ser considerada ionizante. Como

la energía de las ondas electromagnéticas está relacionada con su longitud de onda, aquellas con una longitud menor a 320 nm caen dentro del espectro de la radiación electromagnética ionizante, incluyendo gran parte de la radiación ultravioleta (UV). Sin embargo, para fines prácticos, la radiación UV no suele considerarse ionizante, ya que tiene menor capacidad de penetración en la piel que las ondas visibles[18].

Las radiaciones además de ser electromagnéticas, también pueden ser corpusculares, asimismo, algunas son producidas naturalmente por diversos átomos presentes en la naturaleza, dependiendo de sus propiedades atómicas. Existe también la radiación ionizante no natural, la cual es inducida a través de ciertos equipos utilizados en diversas aplicaciones, desde investigación hasta medicina.

3.1.1. Radiación natural

La radiación natural ha estado presente durante toda la historia de la humanidad. A pesar de la antigüedad de esta, ha pasado inadvertida durante la mayor parte de la historia, debido a que los humanos no tienen ‘sensores’ en sus sentidos para poder detectarla, es decir, la radiación no se ve, no se huele, no se escucha y no se siente[26].

Existen tres fuentes de radiación que ocurren de forma natural. La más antigua es la radiación cósmica, según teorías, se originó con el nacimiento del universo hace aproximadamente 13 a 14 mil millones de años. La segunda fuente proviene de átomos radiactivos primordiales que se formaron cuando la Tierra se creó hace unos 4.5 mil millones de años. Una tercera fuente de radiactividad y radiación natural es la radiactividad cosmogénica, la cual resulta de la interacción de la radiación cósmica con la atmósfera, dando lugar a la producción de radionúclidos[27].

3.1.2. Radiación no natural

La radiación no natural es aquella generada por actividades humanas. Este tipo de radiación proviene principalmente de fuentes artificiales, como los reactores nucleares, aceleradores de partículas, dispositivos médicos como los equipos de radioterapia y radiodiagnóstico, y la producción de radioisótopos para usos industriales o médicos. También incluye la radiación liberada durante pruebas nucleares y accidentes en instalaciones nucleares. Aunque estas fuentes son controladas bajo estrictas normativas, requieren medidas de protección radiológica para minimizar riesgos[28].

3.1.3. Radiación electromagnética

La radiación electromagnética ionizante es aquella con suficiente energía para desprender electrones de los átomos y moléculas, lo que provoca ionización en la materia que atraviesa. Este tipo de radiación incluye los rayos X y los rayos gamma, ambos ubicados en el extremo de alta energía del espectro electromagnético (Figura 3.4). La radiación ionizante es capaz de penetrar profundamente en los tejidos y puede causar daño celular y al ADN, lo que la convierte en un factor de riesgo para la salud si no se controla adecuadamente. Sin embargo, también es fundamental en aplicaciones médicas, como en la radioterapia y las imágenes diagnósticas, donde se utiliza de manera controlada para tratar enfermedades como el cáncer[5].

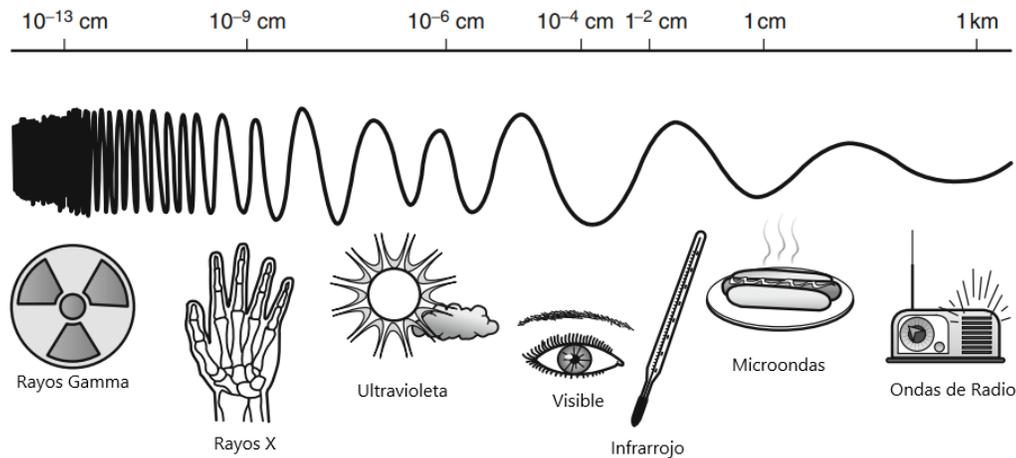


Figura 3.4: Espectro de radiación electromagnética (modificado de [5]).

3.2. Radiactividad

La radiactividad fue descubierta accidentalmente por Henri Becquerel en 1896 mientras realizaba estudios con fluorescencia. Becquerel se percató que, al exponer sales de uranio y potasio envueltas en una película fotográfica, una vez reveladas estas presentaban la forma de los cristales como manchas oscuras, de tal manera que las sales emitían algún tipo de radiación.

La radiactividad se define como la transformación espontánea de un núcleo inestable, que busca la estabilidad mediante la emisión de diversas partículas o radiación electromagnética dando lugar a un átomo más estable (aunque no necesariamente no radiactivo) y en la mayoría de los casos la transformación del núcleo padre produce un

átomo de un elemento químico distinto. Este proceso ocurre a través de mecanismos bien establecidos, como la emisión de partículas alfa, beta, gamma (véase epígrafes 3.2.3-3.2.6). Las características radiactivas de un radionúclido están determinadas exclusivamente por su estructura nuclear y son independientes de su estado químico o físico. Por lo tanto, estas propiedades no pueden ser modificadas y son únicas para cada radionúclido. El tipo de desintegración radiactiva que experimenta un núcleo depende de la cantidad de energía disponible para la transición, la cual está influenciada principalmente por dos factores: la inestabilidad nuclear, es decir, la relación neutrón-protón del radionúclido, y la relación de masa-energía entre el núcleo padre, el núcleo hijo y las partículas emitidas[6, 29].

3.2.1. Periodo de semidesintegración

Los átomos radiactivos se transforman a diferentes tasas de tiempo, cada radionúclido tiene su propia tasa de transformación. Teniendo esto en cuenta podemos definir al periodo de semidesintegración como el periodo de tiempo en el que una cantidad de átomos radiactivos iniciales se reduce a la mitad, de acuerdo con sus transformaciones radiactivas (figura 3.5). Es importante hacer notar que el periodo de semidesintegración solo depende del isótopo radiactivo en sí. Por lo tanto, se define una constante de decaimiento que es exclusiva para cada isótopo radiactivo y proporciona la información de cuánto tardará en promedio un átomo en transformarse, esta constante se denota con el símbolo λ [27, 6].

El periodo de semidesintegración se denota con la siguiente ecuación:

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \quad (3.1)$$

Donde:

$T_{1/2}$: Periodo de semidesintegración.

λ : Constante de decaimiento.

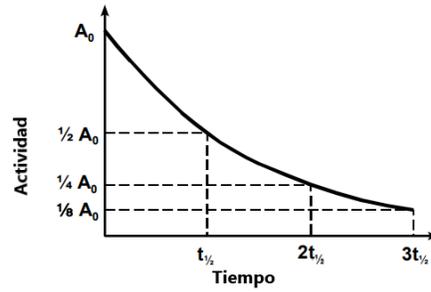


Figura 3.5: Decaimiento exponencial de la actividad, se puede observar el periodo de semidesintegración a la mitad de la actividad inicial (modificado de [6]).

3.2.2. Actividad

La actividad de un radioisótopo se define como el número de desintegraciones nucleares que ocurren en una muestra por unidad de tiempo. La unidad oficial del sistema internacional es el Becquerel (Bq), donde un Becquerel equivale a una desintegración por segundo. Además, existe el Curie (Ci), que también es una medida de actividad bastante utilizada; esta representa las desintegraciones por segundo en una muestra de 1 g de ^{226}Ra . La conversión entre estas unidades es: $1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10}$. La actividad es directamente proporcional al número de átomos inestables presentes en la muestra y a la constante de decaimiento del isótopo. A medida que los átomos se transforman, la actividad de la muestra disminuye con el tiempo, siguiendo un comportamiento exponencial relacionado con el periodo de semidesintegración del isótopo[27].

La actividad de un radioisótopo se puede representar matemáticamente mediante la siguiente ecuación:

$$A = -\lambda N \quad (3.2)$$

Donde:

A : Actividad en Bq.

λ : Constante de decaimiento del radionúclido en particular (s^{-1}).

N : Número de átomos radiactivos en la muestra.

3.2.3. Decaimiento radiactivo

Todos los decaimientos radiactivos se agrupan en las siguientes categorías:

- Emisión alfa.

- Transición isobárica: En este caso, el número atómico del núcleo hijo será $Z+1$ si se emite una partícula beta (β^-), o $Z-1$ si se emite un positrón (β^+), mientras que el número másico permanece constante. Los 3 tipos de transiciones isobáricas que existen son:
 - Emisión beta (negatrónica).
 - Emisión positrónica.
 - Captura electrónica.

- Transición isomérica: Aquí, tanto el número atómico como el número másico del núcleo padre y del núcleo hijo son los mismos. Siendo los siguientes, los mecanismos de transición isomérica:
 - Emisión de rayos gamma.
 - Conversión interna[27].

3.2.4. Decaimiento α

El decaimiento alfa es un proceso de transformación nuclear en el que un núcleo inestable emite una partícula alfa, compuesta por dos protones y dos neutrones, equivalente a un núcleo de helio. Este proceso ocurre cuando un núcleo atómico pesado ($Z > 84$) tiene un exceso de neutrones en el núcleo, lo cual lo hace inestable. Al emitir la partícula alfa (${}^4\alpha$), el núcleo original (${}^A X$) reduce su número atómico en dos unidades y su número másico en cuatro, transformándose en un nuevo núcleo más estable (${}^{A-4} Y$). El decaimiento alfa es común en núcleos pesados del uranio y el radio, y la energía liberada se manifiesta en forma de radiación ionizante. La ecuación general del decaimiento alfa es la siguiente[27]:



3.2.5. Decaimiento β

El decaimiento beta es un tipo de desintegración nuclear en la que un núcleo inestable emite una partícula beta, que puede ser un electrón (decaimiento beta negativo) o un positrón (decaimiento beta positivo). En el decaimiento beta negativo, un neutrón dentro del núcleo se transforma en un protón, emitiendo un electrón y un antineutrino. Esto aumenta el número atómico del núcleo en una unidad sin cambiar

su número másico, transformando al núcleo en uno correspondiente al siguiente elemento en la tabla periódica.

En el decaimiento beta positivo, un protón se convierte en un neutrón, emitiendo un positrón y un neutrino, lo que reduce el número atómico en uno, formando un núcleo que pertenece al elemento con un protón menos, de esta manera, se transforma en un núcleo del elemento anterior de la tabla periódica. Ambos procesos ocurren en núcleos con un desequilibrio en la proporción de protones y neutrones[27].

La ecuación que describe el decaimiento beta negativo es la siguiente:



Mientras que en el caso del decaimiento beta positivo tenemos:



El decaimiento beta positivo ocurre siempre que la diferencia en masas de los núcleos padre e hijo sea mayor a 1.02 MeV. Cuando esto no ocurre, la inestabilidad nuclear disminuye mediante el proceso de captura electrónica. En este proceso el núcleo captura un electrón orbital, y el núcleo hijo obtenido es el mismo que se obtiene en el decaimiento beta positivo. De igual manera en la captura electrónica se emite un neutrino.

3.2.6. Decaimiento γ

El decaimiento gamma provee al átomo con una forma de liberar la energía extra de excitación a través de la emisión de un fotón. Los fotones gamma son producidos en el núcleo del átomo, esto a diferencia de los rayos X característicos y los Bremsstrahlung. Es importante mencionar que los fotones gamma son monocromáticos, por lo cual se consideran radiación electromagnética y tienen su longitud de onda característica[27].

La ecuación general del decaimiento γ es la siguiente:



La transformación nuclear gamma (decaimiento gamma) compite con el mecanismo de conversión interna. En este, el exceso de energía del núcleo en lugar de emitirse en forma de fotón, se le cede a un electrón orbital. Ambos procesos (decaimiento gamma

y conversión interna) dan lugar al mismo núcleo hijo.

3.3. Interacción de la radiación con la materia

Los mecanismos con los cuales la radiación interactúa con la materia, en la mayoría de los casos, implican una transferencia de energía desde la radiación hacia el material con el que interactúa. La materia está compuesta por núcleos atómicos y electrones orbitando alrededor del núcleo, y la radiación puede interactuar con uno o ambos componentes. La probabilidad de que ocurra un tipo específico de interacción, y por ende el poder de penetración de la radiación, depende tanto del tipo y la energía de la radiación como de la naturaleza del medio. En todos los casos, la interacción con la radiación produce excitación e ionización de los átomos del medio. Finalmente, la energía transferida al medio (tejido o blindaje) se disipa en forma de calor[27].

3.3.1. Partículas cargadas

Los átomos están compuestos por protones con carga positiva, neutrones que no tienen carga y electrones con carga negativa. Los protones y los neutrones se encuentran agrupados de manera compacta en un núcleo central. La carga de un solo electrón es igual en magnitud, pero opuesta en signo a la de un solo protón. Por lo tanto, como había teorizado Thompson, un átomo eléctricamente neutro contiene números iguales de electrones y protones. Los electrones se mantienen cerca del núcleo debido a que tienen un signo eléctrico opuesto al de los protones en el núcleo, lo que provoca que sean atraídos hacia él[30].

Poder de frenado

El poder de frenado es el valor esperado de la tasa de pérdida de energía por unidad de longitud que recorre una partícula cargada en su trayectoria en un medio. El poder de frenado $\left(\frac{dT}{\rho dx}\right)$ se compone de dos componentes: el poder de frenado colisional $\left(\frac{dT_s}{\rho dx}\right)$ y el poder de frenado radiativo $\left(\frac{dT_h}{\rho dx}\right)$. El poder de frenado entonces puede describirse como[18]:

$$\left(\frac{dT}{\rho dx}\right) = \left(\frac{dT_s}{\rho dx}\right) + \left(\frac{dT_h}{\rho dx}\right) \quad (3.7)$$

Colisiones suaves

Cuando una partícula cargada atraviesa un átomo a una distancia considerable b (b también es llamado parámetro de impacto) desde el núcleo de un átomo de radio a (considerando $b \gg a$), el campo de Coulomb de la partícula cargada puede interactuar con el átomo. Esta interacción puede causar una excitación en el átomo o incluso una ionización si se logra expulsar un electrón de valencia. Estas interacciones representan aproximadamente la mitad de las interacciones de las partículas cargadas con el medio, esto por el espacio entre los átomos, lo que usualmente causa que b sea mucho mayor que a [18].

Colisiones duras

Si la distancia b , es del orden del radio atómico ($b \sim a$), entonces, es más probable que ocurra una interacción directa de la partícula cargada con un electrón de valencia del átomo, en esta interacción se le transfiere una gran cantidad de energía al electrón, el cual es arrancado de la capa electrónica y expulsado, este electrón es llamado rayo delta (δ). Con fines teóricos, en esta interacción el electrón arrancado se toma como libre y las energías de amarre son ignoradas[18].

3.3.2. Radiación electromagnética

La atenuación de la radiación electromagnética por un material absorbente no puede detenerse por completo. La interacción de la radiación electromagnética con la materia, solo puede reducir la intensidad de esta a medida que se utilizan absorbentes más gruesos. Esta es la razón por la que al hablar de radiación ionizante electromagnética se habla de atenuación y no de absorción[18].

Producción de pares

Cuando la energía de un fotón excede los 1.02 MeV, este puede desaparecer espontáneamente al interactuar con el campo eléctrico del núcleo, y su energía (E_γ) reaparece en la forma de un electrón y un positrón. Ambas partículas tienen una masa en reposo de m_0c^2 , equivalente a 0.51 MeV, y la energía cinética combinada de las dos es aproximadamente $E_\gamma - 2m_0c^2$, siendo E_γ la energía del fotón.

Tras la creación del par, el electrón y el positrón se alejan de su punto de formación interactuando con el medio por el que atraviesan, perdiendo gradualmente su energía cinética por excitación, ionización y bremsstrahlung, similar a otros electrones de alta

energía. Cuando el positrón agota su energía, se combina con un electrón, y las masas de ambas partículas se transforman en energía, liberando dos fotones γ de radiación de aniquilación, cada uno con 0.51 MeV[18].

Según la conservación de la energía, la energía del fotón incidente ($h\nu$) se calcula a partir de las energías cinéticas del par positrón/electrón, T^+ y T^- respectivamente; la constante de Planck, h ; la frecuencia del fotón, ν ; e ignorando la energía cinética del núcleo de retroceso según la ecuación:

$$h\nu = 2m_0c^2 + T^+ + T^- \quad (3.8)$$

Dispersión Compton

La dispersión Compton ocurre cuando un fotón colisiona de forma elástica con un electrón considerado "libre", es decir, cuya energía de enlace es mucho menor que la del fotón. En este tipo de interacción, no es posible que el fotón transfiera toda su energía al electrón, ya que deben conservarse tanto el momento como la energía, el cambio en la longitud de onda y el ángulo estarán dados por[27]:

$$\Delta\lambda = \lambda' - \lambda = \frac{h}{m_0c^2}(1 - \cos\theta) \quad (3.9)$$

$$\cot \frac{\theta}{2} = \left\{1 + \frac{h}{\lambda m_0c^2}\right\} \tan \phi \quad (3.10)$$

Donde:

$\Delta\lambda$: Es el cambio en la longitud de onda del fotón

λ : Es la longitud de onda del fotón incidente

λ' : Es la longitud de onda del fotón dispersado

θ : Es el ángulo de dispersión del fotón

ϕ : Es el ángulo de dispersión del electrón

h : Es la constante de Planck

m_0 : Es la masa en reposo del electrón

c : Es la velocidad de la luz

Efecto fotoeléctrico

A diferencia del efecto Compton, en el cual un fotón no puede ceder toda su energía al colisionar con un electrón libre, en el efecto fotoeléctrico esto sí ocurre. En este proceso, un fotón de energía $h\nu$ interactúa con un electrón de la capa atómica, que

está enlazado con una energía potencial E_b . El efecto fotoeléctrico solo puede ocurrir si la energía del fotón ($h\nu$) es mayor que la energía de enlace (E_b) del electrón en cuestión, pero del mismo orden. Cuanto menor es la energía del fotón y mayor es la Z del material del medio, mayor es la probabilidad de que ocurra el efecto fotoeléctrico, siempre que $h\nu > E_b$. En este proceso, el fotón es completamente absorbido, transfiriendo su energía al electrón. La energía cinética otorgada (T) al electrón es independiente del ángulo de dispersión θ entre el fotón incidente y el electrón dispersado, y solo depende de la energía del fotón incidente ($h\nu$) y de la energía de amarre del electrón en el átomo (E_b) según la ecuación:

$$T = h\nu - E_b \quad (3.11)$$

Reacciones fotonucleares (Fotodesintegración)

La fotodesintegración ocurre cuando el núcleo de un material absorbente captura un fotón de alta energía y, en la mayoría de los casos, libera un neutrón. Esta reacción tiene un umbral energético específico que debe ser superado, el cual varía según el núcleo absorbente. Aunque se trata de una reacción de alta energía ($E_\gamma > 10$ MeV), no suele ser un mecanismo común de absorción para los rayos gamma emitidos por radionúclidos, aunque hay algunas excepciones[27].

3.3.3. Coeficiente de atenuación atómico

El coeficiente de atenuación atómico es la fracción de un haz de rayos gamma incidente que es atenuado por un solo átomo. En otras palabras, se puede considerar que este coeficiente representa la probabilidad de que un átomo absorbente interactúe con uno de los fotones en el haz. El coeficiente de atenuación atómica se puede definir mediante la siguiente ecuación[27]:

$$\mu_a = \frac{\mu \frac{1}{cm}}{N \frac{\text{átomos}}{cm^3}} \quad (3.12)$$

Donde:

μ_a : Coeficiente de atenuación atómico

μ : Coeficiente de atenuación lineal

N : Es la densidad de número de átomos del medio

3.3.4. Coeficiente de atenuación lineal y sección eficaz macroscópica

Teniendo en mente que la radiación ionizante electromagnética no se puede detener completamente, podemos definir el coeficiente de atenuación lineal, Este describe la disminución fraccional, o atenuación de la intensidad de la radiación electromagnética por unidad del absorbedor. Se define matemáticamente como:

$$\lim_{\Delta t \rightarrow 0} \frac{\Delta I/I}{\Delta t} = -\mu \quad (3.13)$$

Donde $\Delta I/I$ es la fracción de radiación electromagnética atenuada por un absorbedor de grosor Δt .

En el caso de los neutrones, al inicio de su trayectoria todos los neutrones son rápidos y tienden a perder energía a través de colisiones elásticas con los átomos que los rodean. Normalmente, después de reducir su velocidad hasta alcanzar niveles de energía térmica o cercanos a esta, son capturados por los núcleos del material absorbente.

Cuando un haz colimado de neutrones (I_0), atraviesa un medio de espesor t , y se mide la intensidad de neutrones que atraviesan el medio en la misma dirección que el haz incidente (I), se observa que la eliminación de neutrones ocurre de forma exponencial, similar a lo que sucede con la radiación electromagnética. A diferencia de utilizar el término coeficiente de atenuación lineal, se suele utilizar el término de sección eficaz microscópica (σ). El producto de σ por el número de átomos absorbentes por cm^3 (N) resulta, en el caso de neutrones, en la sección transversal macroscópica (Σ). La atenuación de un haz de neutrones se describe matemáticamente por la ecuación:

$$I = I_0 e^{-\sigma N t} = I_0 e^{-\Sigma t}. \quad (3.14)$$

Las secciones eficaces para neutrones presentan una fuerte dependencia de la energía. La eliminación de un neutrón del haz puede ocurrir a través de múltiples mecanismos (dispersión elástica, inelástica, reacción de captura, etc). La sección transversal total se calcula sumando las secciones eficaces de las distintas reacciones que pueden ocurrir[27].

3.4. Reacciones nucleares

La primera reacción nuclear inducida artificialmente se atribuye al físico Ernest Rutherford luego de bombardear gas nitrógeno con partículas alfa provenientes del ^{214}Po . El experimento demostró que un núcleo de hidrógeno era liberado debido a las colisiones entre las partículas alfa y los átomos de nitrógeno. Este hecho demostró que los átomos de un cierto elemento podrían transformarse en otro.

Años más tarde se encontró que la probabilidad de inducir una reacción específica generalmente depende de la energía cinética de las partículas incidentes y el mecanismo por el cual se producen los productos. Es decir, la energía cinética juega un papel importante, puesto que de esta depende que la partícula incidente interactúe con el núcleo o con las inmediaciones de los átomos.

Una reacción nuclear se puede expresar como una ecuación en equilibrio muy similar a como se expresan las reacciones químicas. Cuando 2 partículas colisionan pueden ocurrir diversos procesos (diversas reacciones). Una reacción nuclear típica puede escribirse como sigue:



Figura 3.6: Reacción nuclear en la cual un núcleo A es bombardeado por un haz de partículas a, resultando en el producto B (obtenido de [7]).

Donde A es el símbolo del núcleo blanco, a es la partícula proyectil, B es el núcleo residual y b es la partícula producida o emitida. Esta reacción se puede simplificar en su notación de la siguiente manera:



Hay diferentes tipos de reacciones nucleares principales:

1. **Dispersión elástica:** Aquí $b = a$ y $B = A$. En esta reacción los estados internos quedan sin modificaciones así que $Q = 0$ y la energía cinética en el centro de masas es la misma antes y después de la colisión, por lo que se tiene:

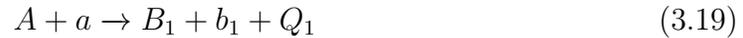


2. **Dispersión inelástica:** Este término se usa para denotar una colisión en la cual $b = a$ pero A ha sido llevado a un estado excitado, es decir $B = A^*$, consecuentemente $Q = -E_x$, donde $-E_x$ es la energía de excitación de este estado. Como a es entonces emitida con menor energía, comúnmente se escribe como a' , tenemos entonces:



Si a (el proyectil) por sí mismo es un núcleo complejo, entonces puede quedar en un estado excitado en lugar de producir el blanco A, o ambos (núcleo hijo y blanco) pueden quedar en un estado excitado a través de un proceso de excitación mutua.

Colisión o reacción de reordenamiento: En este tipo de colisión $b \neq a$ y $B \neq A$, así que hay un reordenamiento de la constitución de los núcleos entre el par en colisión (una transmutación). Aquí hay diversas posibilidades como[31]:



o



En este caso se encuentran las reacciones nucleares producidas con ciclotrón, tales como: ${}^{64}\text{Ni}(p,n){}^{64}\text{Cu}$, ${}^{68}\text{Zn}(p,n){}^{68}\text{Ga}$ y ${}^{89}\text{Y}(p,n){}^{89}\text{Zr}$.

Reacciones de captura: Este es un caso especial del anterior, aquí el par $A+a$ se quedan juntos, formando un sistema compuesto en un estado excitado. Esta energía de excitación es después emitida en forma de uno o varios rayos γ , de la siguiente manera:



3.4.1. Reacción protón-alfa (p, α)

Cuando un flujo de protones con energía cinética adecuada impacta ciertos núcleos blancos, es posible inducir una reacción nuclear que resulte en la emisión de partículas alfa. Esta reacción se conoce como reacción protón-alfa (p, α). En este proceso, el protón proyectil interacciona con el núcleo blanco superando la barrera de Coulomb, lo que provoca la expulsión de una partícula alfa. Esta transformación no solo genera

un nuevo átomo de un nuevo elemento químico, sino que también libera una cantidad significativa de energía. Las reacciones de tipo (p, α) son comúnmente exoérgicas, es decir, liberan energía, lo que las hace útiles para aplicaciones que requieren la producción de isótopos estables o semiestables[32].

3.4.2. Reacción deuterón-alfa (d, α)

La reacción deuterón-alfa (d, α) ocurre cuando un deuterón (que es un núcleo de hidrógeno compuesto por un protón y un neutrón) es acelerado e impacta un blanco específico, provocando la emisión de una partícula alfa. En este tipo de reacción nuclear, la energía cinética del deuterón debe ser suficiente para vencer la barrera de Coulomb y permitir la interacción con el núcleo blanco. Durante este proceso, se libera una partícula α mientras que el núcleo resultante se transforma en un nuevo isótopo. Este tipo de reacciones también puede generar productos secundarios radiactivos. Estas reacciones se aplican comúnmente en la producción de radionúclidos terapéuticos[33].

3.4.3. Reacción protón-neutrón (p, n)

Al incidir un flujo de protones con suficiente energía cinética en ciertos núcleos blancos puede ocurrir una reacción nuclear inducida dando como resultado un núcleo distinto al blanco original. Como consecuencia, una reacción de este tipo produce neutrones secundarios.

La producción de neutrones tiene lugar cuando la energía cinética del protón proyectil supera la barrera de Coulomb y logra interactuar con el núcleo blanco. Durante este proceso los neutrones generados salen dispersos. La mayoría de las reacciones (p, n) en su mayoría suelen ser endoérgicas. Uno de los objetivos al irradiar un blanco con protones es aumentar en una unidad la carga en su núcleo y conservar su número másico, logrando que el núcleo inicial se transforme en otro. El núcleo resultante es generalmente inestable y buscará su estabilidad emitiendo probablemente un positrón acompañado de un neutrino (Decaimiento β^+).

La aplicación práctica de inducir una reacción (p, n) en núcleos blancos tiene por propósito la producción de radionúclidos teranósticos que en su mayoría se obtienen mediante ciclotrones. Sin embargo, en aquellas instalaciones donde se tienen instalados ciclotrones es de vital importancia establecer los blindajes necesarios para garantizar la protección radiológica del personal[34].

3.4.4. Reacción protón-gamma (p, γ)

La reacción protón-gamma (p, γ) es un proceso en el que un protón es absorbido por un núcleo blanco y, como resultado, se emite un fotón en forma de radiación gamma. Esta reacción ocurre cuando el protón proyectil tiene la suficiente energía cinética para ser capturado por el núcleo, lo que lleva a la formación de un nuevo núcleo en un estado excitado. El exceso de energía de este estado excitado se libera en forma de un fotón gamma. Las reacciones (p, γ) suelen ser exoérgicas y son importantes en la síntesis de radionúclidos utilizados en aplicaciones médicas y científicas. La radiación gamma generada durante estas reacciones es altamente penetrante, por lo que es esencial contar con blindajes de alta densidad en las instalaciones que realicen estas reacciones para proteger al personal y al medio ambiente de la radiación emitida[32].

3.5. Valor Q para reacciones nucleares

La letra Q en la notación de las reacciones nucleares se refiere a la energía liberada durante la reacción, si las partículas residuales b y B están en sus estados base entonces esto se denota como Q_0 . Como la energía total se conserva para todas las reacciones nucleares, $Q \neq 0$, esto quiere decir que la energía cinética se convierte en energía interna de excitación o energía de reposo, tenemos entonces que $Q = E_f - E_i$, donde E_f es la energía cinética total de las partículas en el estado final y E_i es la cantidad correspondiente en el estado inicial.

Si el valor Q es positivo, podemos decir que la reacción nuclear es una reacción exoenergética (o exotérmica), mientras que si el valor Q es negativo, la reacción nuclear sería una reacción endo-energética (o endotérmica). En este último caso, se necesita que las partículas sobrepasen una energía umbral para que se lleve a cabo la reacción.

El valor Q puede ser también relacionado con la masa en reposo de las partículas a través de la relación relativista $E = mc^2$. Considerando una reacción nuclear $A(a, b)B$. Si la masa en reposo de la partícula i es m_i entonces[31]:

$$m_A + m_a = m_B + m_b + Q/c^2. \quad (3.22)$$

3.6. Barrera de Coulomb

La barrera de Coulomb es una barrera energética que se debe superar para que dos núcleos cargados positivamente puedan acercarse lo suficiente como para interactuar mediante la fuerza nuclear fuerte. Esta barrera surge debido a la repulsión electrostática entre las cargas positivas de los protones presentes en los núcleos, descrita por la ley de Coulomb. Para que ocurra una reacción nuclear, como una reacción (p, n) o (p, α) , la energía cinética de las partículas proyectiles positivas (como protones, deuterones, partículas alfa, etc) debe ser lo suficientemente alta como para vencer esta repulsión y permitir que las partículas se acerquen lo suficiente para que la interacción nuclear fuerte tome el control. En el contexto de aceleradores de partículas como los ciclotrones, las partículas son aceleradas a velocidades que les permiten superar la barrera de Coulomb y, por tanto, inducir reacciones nucleares en los núcleos blancos[35].

3.7. Sección eficaz

La sección eficaz es la probabilidad de que una reacción nuclear dada se lleve a cabo. Si consideramos una reacción típica $A(a, b)B$, y un flujo I_0 de partículas incidente en un blanco que contiene N núcleos del tipo A por unidad de área, entonces el número de partículas b emitidas por unidad de tiempo es proporcional a I_0 y N . La constante de proporcionalidad es entonces llamada sección transversal, σ , y tiene unidades de área. Entonces la sección eficaz para una reacción nuclear en particular se define como:

$$\sigma = \frac{\text{partículas b emitidas}}{(\text{número de partículas incidentes a/unidad de área})(\text{número de núcleos blanco dentro del haz})} \quad (3.23)$$

Una unidad conveniente de área para física nuclear es el barn (símbolo b: $1\text{barn} = 10^{-28}\text{m}^2$) y las secciones eficaces usualmente están dadas en barn o sus sub-unidades: milibarn: $1\text{mb} = 10^{-3}\text{ b}$ y microbarn: $1\ \mu\text{b} = 10^{-6}\text{ b}$. Así, la sección transversal es una medida de probabilidad de interacción[31].

3.8. Física del ciclotrón.

El descubrimiento de Rutherford en 1919 de que bombardear nitrógeno con partículas alfa producía núcleos diferentes a los reaccionantes, originó un gran esfuerzo

para inducir reacciones nucleares con partículas nucleares cada vez más energéticas, para estudiar y entender la materia[8].

Aunque los aceleradores se diseñaron originalmente como instrumentos para investigación, actualmente se han vuelto de uso cada vez más cotidiano. A pesar de que siguen siendo herramientas importantes en campos como cosmología, física o física de partículas, ahora son ampliamente utilizados por sus aplicaciones en: medicina (diagnóstico, terapia, producción radiofarmacéutica), ciencias de materiales y física del estado sólido (implantación de iones, estudios de daño por radiación, microliografía), polimerización de plásticos, esterilización de desechos biológicos tóxicos y preservación de alimentos[36].

Ernest Orlando Lawrence concibió por primera vez la idea del ciclotrón en 1929 después de leer un artículo de Rolf Wideröe sobre aceleradores de altas energías, así mismo, demostró que era posible acelerar iones de hidrógeno y que al impactar en un blanco se producían reacciones nucleares. Luego, con la ayuda de un alumno suyo, Nels Edlefsen, en la primavera de 1930 desarrollaron los primeros dos prototipos primitivos de un ciclotrón. Más tarde ese mismo año, en otoño, otro estudiante suyo, M. Stanley Livingston, construyó un modelo de 13 cm de un electrodo semicircular que después sería llamado 'dee', con todas las características de un ciclotrón moderno, logrando acelerar protones[37].

Tras el descubrimiento de J. D. Cockcroft y E. T. S. Walton sobre cómo generar corrientes mayores a voltajes más altos, Lawrence construyó el primer ciclotrón de 27 pulgadas (69 cm) con dos "dees", que producía protones y deuterones de 4.8 MeV. Este ciclotrón de 27 pulgadas fue ampliamente utilizado en las primeras investigaciones sobre reacciones nucleares que involucraban neutrones y radiactividad artificial. En 1939, trabajando con William Brobeck, Lawrence construyó el ciclotrón de 60 pulgadas (150 cm), que aceleraba deuterones a 19 MeV[37].

La primera aplicación médica del ciclotrón empezó en Berkeley cuando Ernest Lawrence llevó a su hermano John Hundale Lawrence, quien era físico y se había titulado además en 1930 con un M.D. de la escuela de medicina de Harvard. Él demostró rápidamente la utilidad del ciclotrón en la producción de isótopos para la investigación de algunas enfermedades (Figura 3.7). Para 1938 el ciclotrón de Berkeley producía ^{14}C , ^{24}Na , ^{32}P , ^{59}Fe y ^{131}I [8].



Figura 3.7: Donald Cooksey (Izquierda) y Ernest Lawrence (derecha) con el primer ciclotrón médico hecho por ambos, publicado originalmente en la revista LBNL (Obtenida de [8]).

El Dr. John Lawrence y Robert Stone fueron los primeros en utilizar neutrones para el tratamiento de cáncer en 1938, solo 6 años después del descubrimiento de los neutrones por Chadwick en 1932[8]. Las bases físicas de la producción artificial de radionúclidos a través de una reacción nuclear consisten en bombardear un núcleo blanco de algún elemento con un proyectil más ligero[7]. En la mayoría de los casos la reacción producirá dos productos de diferente masa, donde la más pesada usualmente es la de interés. El proyectil es un haz de partículas cargadas provenientes de un acelerador, o un flujo de neutrones proveniente de un reactor nuclear. Las partículas cargadas producidas en el ciclotrón pueden ser, por ejemplo, un haz de protones (p), deuterones (d). En dependencia del haz de partículas utilizada los productos pueden tener deficiencia/exceso de neutrones o protones.

Como se mencionó anteriormente, usar un haz de partículas cargadas positivas requiere que la energía de proyectiles utilizados en la reacción nuclear sobrepasen un umbral de energía cinética (Barrera de Coulomb). Lo anterior, para vencer la repulsión electrostática entre las partículas cargadas y el núcleo blanco. Esta energía umbral

varía para núcleos ligeros y pesados, y esta en el rango de 2 MeV a 10 MeV para núcleos ligeros a núcleos pesados. Incluso después de cumplir con la energía cinética mínima, el rendimiento de producción puede variar sustancialmente dependiendo de la reacción inducida[7].

3.8.1. Campo eléctrico

De acuerdo con la electrodinámica la frecuencia de rotación de una partícula moviéndose en un campo magnético es independiente del radio de su órbita. En cada revolución la energía de la partícula aumenta conforme va aumentando también su velocidad. Gracias a este principio de operación se pueden producir partículas de energía suficientemente alta en un espacio limitado.

El campo eléctrico de un ciclotrón se produce a través de los dos electrodos semicirculares en forma de ‘D’, llamados ‘dees’, que son colocados perpendicularmente entre dos grandes imanes[38]. Una partícula cargada describe una semicircunferencia al moverse en un campo magnético uniforme. La fuerza que actúa sobre la partícula se expresa mediante el producto vectorial $F_m = q \cdot v \times B$, y su magnitud es $F_m = q \cdot vB$, donde: q = carga de la partícula, v = velocidad de la partícula, y B = campo magnético. Esta fuerza tiene una dirección radial y su sentido es hacia el centro de la circunferencia.

La partícula cargada es acelerada por el campo eléctrico presente entre las dees. Su energía cinética aumenta en una cantidad equivalente al producto de su carga por la diferencia de potencial entre los electrodos según la ecuación:

$$qV = \frac{1}{2}mv_f^2 - \frac{1}{2}mv_i^2 \quad (3.24)$$

Donde: q = carga de la partícula, V = voltaje entre los electrodos, m = masa de la partícula y v = velocidad de la partícula. Cuando la partícula cargada completa una semicircunferencia en un tiempo constante, se invierte la polaridad, permitiendo que sea acelerada nuevamente por el campo en la región intermedia. Así, su energía cinética se incrementa otra vez en la misma cantidad, correspondiente al producto de su carga por la diferencia de potencial. Finalmente, la energía de la partícula cargada se expresa como nqV , donde (n) es el número de veces que la partícula cargada de carga (q) pasa por la región entre las dees, que se encuentra a una diferencia de potencial (V)[39].

3.8.2. Campo magnético

La cámara de aceleración de un ciclotrón se coloca entre los polos de un electroimán y gracias al campo magnético de éste, las partículas dentro de la cámara se moverán en una órbita circular. El periodo orbital (τ) de una partícula de carga (q), masa (m) y velocidad (v) viajando en un camino circular bajo la acción de un campo magnético uniforme (B), normal a la velocidad de la partícula, se calcula según:

$$\tau = \frac{2\pi m}{qB} \quad (3.25)$$

solo el radio (R) aumentará con el momento (mv) de la partícula, según:

$$R = \frac{mv}{qB}. \quad (3.26)$$

De este modo, un voltaje oscilante sinusoidal de frecuencia constante aplicado entre los electrodos en forma de dees, que satisface la condición de resonancia del ciclotrón ($\omega = qB/m$), acelera las partículas dos veces en cada revolución. A medida que las partículas ganan energía, su radio orbital aumenta[8].

3.9. Estructura del ciclotrón y componentes

Un ciclotrón consta básicamente de dos piezas metálicas semicirculares y huecas (dees) que se encuentran separadas por un pequeño espacio, una fuente de partículas cargadas (iones) que se encuentra en el centro de las dees, un sistema de extracción, un sistema de radiofrecuencia y los blancos donde tendrá lugar a la producción de reacciones nucleares. Una representación de este se muestra en la figura 3.8.

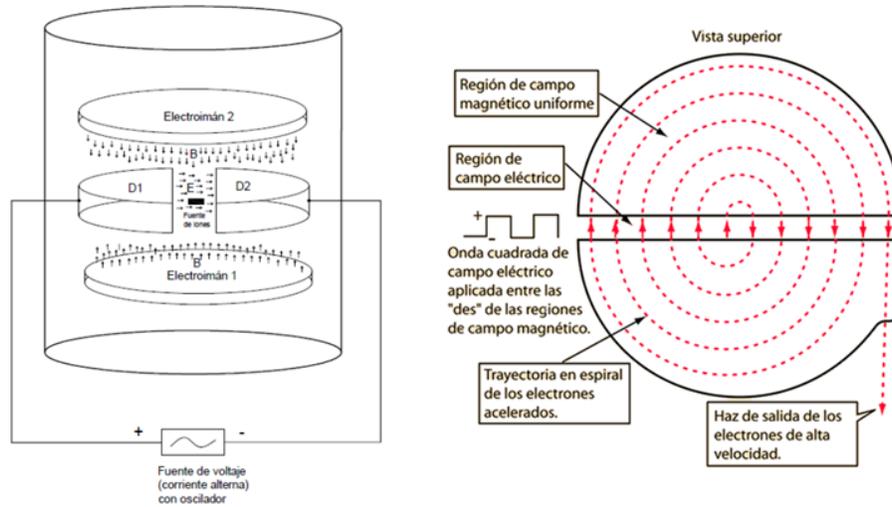


Figura 3.8: Diagrama de un ciclotrón con una fuente de salida de iones (Obtenida de [9]).

3.9.1. Fuente de iones

La fuente de iones en el ciclotrón es una columna expuesta de ionización generada a partir de una descarga de arco de baja tensión. Esta descarga se produce en una pequeña cavidad metálica que contiene el cátodo, donde se introduce el gas. Un pequeño orificio de salida en la cavidad permite que los electrones de la descarga salgan hacia la región entre las dos dees. Este orificio también crea un diferencial de presión entre la cavidad y la cámara del ciclotrón, asegurando que la presión dentro de la cavidad sea suficiente para mantener la descarga.

El flujo de gas, el tamaño de la apertura y la velocidad de bombeo desde la cámara del ciclotrón son variables interrelacionadas que determinan las presiones en ambas regiones. El arco se genera entre el cátodo termiónico y las paredes de la cavidad, que tiene la forma de un cono truncado hueco, con el orificio de salida en la punta y su eje paralelo al campo magnético. La descarga dentro de la cavidad es colimada por el campo magnético en una columna vertical del tamaño de la superficie emisora del cátodo. Un haz de electrones de pequeño diámetro y bien colimado emerge del orificio y atraviesa el plano central entre las dees, ionizando el gas que también fluye desde la apertura. Una imagen de la fuente de iones es presentada en la figura 3.9.

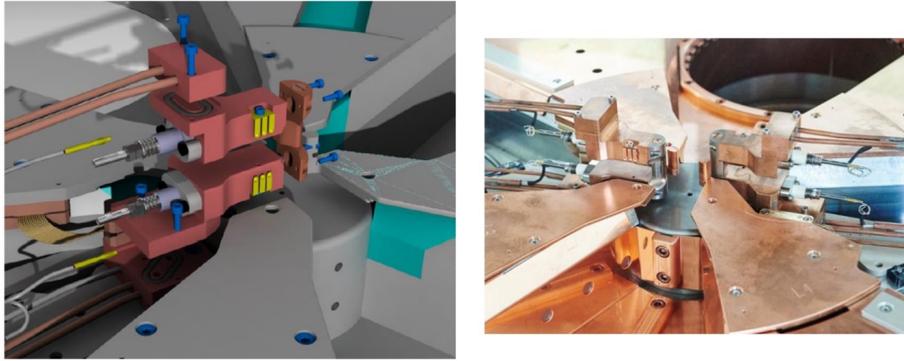


Figura 3.9: Fuente de iones de un ciclotrón (obtenido de Ion Beam Applications (IBA)).

La columna de ionización es visible a través de la ventana de observación del ciclotrón como un brillo azul denso y bien definido (gas hidrógeno o deuterio). Los iones son extraídos de esta columna de ionización y acelerados por los campos de alta frecuencia de las dees. Las corrientes de iones dependen en gran medida del voltaje de las dees, lo que indica una emisión limitada por carga espacial desde la fuente. Para aumentar el campo eléctrico, se suelen colocar sondas o "sensores" en los bordes de las dees para reducir el espacio entre ellas. Esto resulta en un aumento de las corrientes de iones, aunque las sondas también disminuyen la longitud vertical de la columna de ionización expuesta al campo, lo que es otra indicación de la limitación por carga espacial[40].

3.9.2. Radiofrecuencia

El sistema de radiofrecuencia (RF) proporciona el campo eléctrico para extraer los iones de la fuente de iones y causar la aceleración. Una vez que las partículas ganan energía suficiente en cada vuelta, estas alcanzan el radio de extracción donde un sistema automático interpone una lámina de carbono (stripper foil) y elimina electrones.

El sistema de radiofrecuencia (RF) es fundamental para proporcionar energía a las dees del ciclotrón, que generalmente están fabricadas de cobre sólido y diseñadas con un sistema de refrigeración eficiente. Esta refrigeración es preferiblemente por conducción, ya que minimiza el uso de agua en el interior de la cámara del ciclotrón, lo que reduce significativamente el riesgo de fugas y mejora la seguridad del sistema. Por ejemplo, en un ciclotrón que cuenta con dos dees dispuestas a un ángulo de 30° , estas operarán en el segundo armónico (para protones) y en el cuarto armónico (para deuterones) en relación con la frecuencia de rotación de las partículas. Esta configuración permite optimizar la aceleración de las partículas, mejorando así la eficiencia

del ciclotrón en la producción de partículas cargadas para diversas aplicaciones[41].

3.9.3. Dees

Las dees son dispositivos metálicos en forma de semicírculos, estas son electrodos de alta frecuencia, son componentes clave en el funcionamiento del acelerador. Estos electrodos están diseñados con una geometría plana y hueca, lo que les permite crear un campo eléctrico alterno que es esencial para la aceleración de partículas cargadas.

La disposición de las dees en el ciclotrón es tal que se encuentran opuestas entre sí, formando una cavidad en la que las partículas ionizadas, como protones o iones pesados, pueden ser aceleradas cuando se aplica una corriente alterna entre ellas. Es decir, se establece un campo eléctrico que alterna su polaridad provocando que las partículas cargadas sean empujadas (aceleradas) al cambiar consecuentemente la polaridad cada vez que cruzan la brecha entre las dees. Como resultado, hay una ganancia de energía cinética con cada vuelta que las partículas cargadas dan en el interior del ciclotrón.

Además, el diseño de las dees permite que el campo magnético, creado por un imán externo, mantenga a las partículas en una trayectoria circular a este, lo que optimiza el proceso de aceleración. La combinación del campo eléctrico producido por las dees y el campo magnético del ciclotrón permite que las partículas sean aceleradas a energías muy altas en un espacio relativamente compacto.

La forma y el diseño de las dees son cruciales no solo para la eficiencia del proceso de aceleración, sino también para garantizar que las partículas no se desvíen de su trayectoria y puedan alcanzar la energía deseada para su uso[40].

3.9.4. Sistema de vacío

Un sistema de vacío generalmente está compuesto de una cámara de vacío, un conjunto de bombas de difusión de alta capacidad con el objetivo de alcanzar un alto nivel de vacío (aproximadamente del orden de 10^{-7} mbar), una bomba de vacío primaria, un conjunto de válvulas y juntas de sellado para evitar que el vacío se pierda, creando un sistema herméticamente sellado. Actualmente, los sistemas de vacío son controlados automáticamente mediante un Controlador Lógico Programable (PLC) que monitorea señales analógicas y digitales.

El objetivo de generar un vacío en la cámara se debe entre otras cosas a eliminar los átomos de gas residual en el interior del acelerador, además de crear las condiciones adecuadas para que colisiones entre los iones acelerados y las moléculas de gas no se vean afectadas. De no existir suficiente vacío existe una alta probabilidad de tener pérdidas de energía, así como afección en la trayectoria de los iones debido al poder de frenado. Cuando existe una pérdida de vacío, los electrones del ion acelerado pueden sufrir un proceso causando que estos se conviertan en un átomo neutro dando como resultado una colisión ineficiente del haz y el blanco, incluso se interrumpiría su proceso de aceleración, no obstante, la afección escalaría al funcionamiento del sistema de RF y de las fuentes de iones (en algunos sistemas, los interlocks del sistema, al no alcanzar las condiciones adecuadas interrumpen el proceso de manera automática) [41].

3.9.5. Sistema de extracción

El sistema de extracción de haz desempeña un papel crucial al dirigir el flujo de iones hacia el puerto de salida. Inicialmente, el haz está compuesto por iones negativos que siguen una trayectoria en espiral, donde el radio de la órbita aumenta conforme se incrementa la energía cinética del ion. Al interactuar con el sistema de extracción, estos iones negativos atraviesan una delgada lámina de grafito, lo que resulta en la pérdida de dos electrones y, por ende, adquieren una carga positiva. Esta transformación en la carga provoca un cambio en su trayectoria, permitiendo que el protón o deuterón se encaminen hacia el puerto de salida[41].

Para la extracción se utilizan láminas de carbono pirolítico de aproximadamente 5 μm de grosor como despojadores. Su eficiencia es de alrededor del 100%. Cuando se insertan en el haz, deben soportar temperaturas de aproximadamente 1500 °C o más debido al calor liberado por los protones y, principalmente, por los electrones despojados. Por esta razón, pueden dañarse durante la operación y deben ser inspeccionadas cuidadosamente y, posiblemente, cambiadas durante el mantenimiento. Es importante destacar que el desarrollo de despojadores eficientes y confiables ha contribuido significativamente al éxito de los ciclotrones médicos de iones negativos. La posición radial del despojador determina la energía de extracción. Se montan varias láminas (generalmente 2 ó 3) en un carrusel rotatorio para permitir una rápida sustitución sin abrir el ciclotrón. El ángulo del despojador con respecto al haz puede ajustarse para optimizar la extracción. En algunas máquinas, la energía de extracción se pue-

de variar moviendo el despojador radialmente dentro de la cámara de vacío. Esto se conoce como modo de doble haz, que se realiza al insertar dos despojadores ubicados aproximadamente a una distancia angular de unos 180° . Por otro lado, el número de haces extraídos puede variar. Algunos fabricantes optaron por la extracción en solo 2 puntos donde se optimizan las dimensiones del haz para el bombardeo de objetivos. Esta solución tiene la desventaja de necesitar un soporte de múltiples objetivos si, como es habitual, se utilizan más de dos objetivos. Otros fabricantes eligieron un diseño diferente en el que el haz se extrae en 6 u 8 salidas donde se pueden montar los objetivos[42]. En la figura 3.10, es visible el sistema de carrusel de despojadores o stripper foils.



Figura 3.10: Sistema de carrusel de stripper foils (despojadores) (obtenido de Ion Beam Applications (IBA)).

3.10. Producción de radioisótopos en blancos gaseosos

Algunos ciclotrones están equipados con blancos gaseosos (véase figura 3.12), lo que permite no solo la irradiación de blancos sólidos y líquidos, sino también de gases. Esta versatilidad amplía considerablemente la gama de radionúclidos que pueden ser producidos, lo que a su vez tiene un impacto positivo en las aplicaciones médicas

y de investigación.

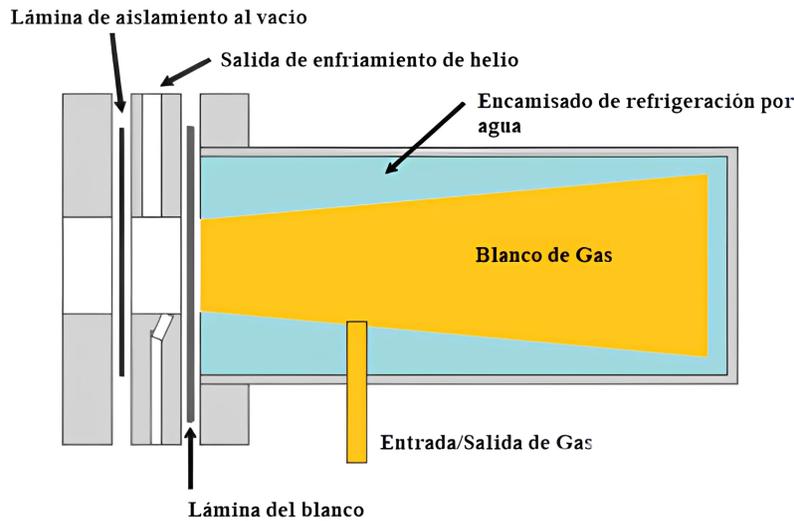


Figura 3.11: Sistema de carrusel de stripper foils (despojadores) (obtenido de Ion Beam Applications (IBA)).

Algunas consideraciones que hay que tener al irradiar un blanco gaseoso se mencionan a continuación.

Cuando un gas fluye a través de un blanco mientras es irradiado con un haz de partículas cargadas, la presión en el blanco se regula generalmente con un regulador, manteniéndose el sistema en equilibrio. En cambio, cuando el blanco es un sistema cerrado, la presión en el blanco es considerablemente más alta que en el resto del sistema. Por lo tanto, al liberarse la presión, se producirá un flujo de gas a lo largo del gradiente de presión hacia la zona de menor presión. Si el volumen del sistema es grande en comparación con el volumen del blanco, a menudo se necesita un gas de empuje para aumentar la eficiencia de la transferencia.

Existe cierto debate sobre si el blanco debe mantenerse lleno de gas o a presión atmosférica. Si el blanco es completamente estanco, no hay problema en dejarlo a presión atmosférica. Sin embargo, pequeñas fugas pueden permitir que trazas de dióxido de carbono se filtren en un blanco que esté a presión atmosférica. Mantener una sobrepresión de nitrógeno en el blanco reducirá (pero no eliminará) la entrada de pequeñas cantidades de CO_2 presentes en la atmósfera. La mayoría de las personas dejan el blanco a presión atmosférica cuando no está en uso[10].

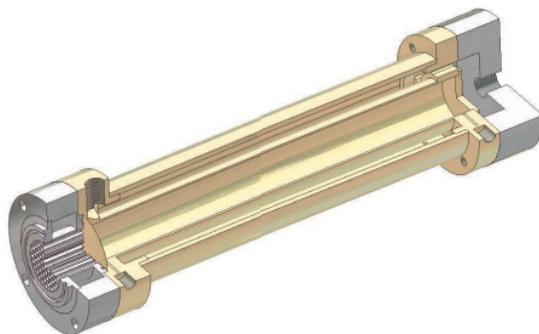


Figura 3.12: Porta-muestra para blanco gaseoso utilizado en la producción de ^{11}C , (obtenido de [10]).

Otra preocupación importante en el diseño de blancos es la generación y disipación de calor durante la irradiación. Un enfriamiento eficiente no solo asegura que el material del blanco se mantenga en su lugar, sino que también permite que el blanco sea irradiado a corrientes de haz más altas, lo que a su vez permite la producción de más radionúclidos en un tiempo determinado. A medida que el gas del blanco se calienta, su densidad disminuye. Este fenómeno de reducción de densidad ha sido estudiado extensamente, y existen algunas pruebas simples que se pueden realizar para determinar si la reducción de densidad es un problema en un blanco de gas particular.

El Carbono-11 (^{11}C) se produce en un ciclotrón utilizando un blanco gaseoso, generalmente compuesto por gas ^{14}N enriquecido. La figura 3.12 muestra el porta-muestra utilizado en este caso. La reacción nuclear que tiene lugar es una reacción (p, α) . El ^{11}C es un radioisótopo de periodo de semidesintegración corto (aproximadamente 20 minutos), lo que lo hace ideal para su uso en tomografía por emisión de positrones (PET). En el campo de la medicina nuclear, se emplea principalmente en estudios de imágenes cerebrales, cardíacas y de oncología para detectar enfermedades y evaluar la función metabólica[43].

3.11. Producción de radioisótopos en blancos líquidos

A pesar de que se pueden encontrar objetivos de ciclotrón para los tres estados de la materia, generalmente se utilizan objetivos gaseosos y líquidos para elementos de bajo peso atómico debido a su forma química en la naturaleza. Por ejemplo, la producción de emisores de positrones de corto periodo de semidesintegración como el ^{11}C o el ^{18}F , se realiza a partir de blancos gaseoso (el primero), o líquidos (el segundo).

Ejemplo de un sistema de un blanco líquido se puede observar en la figura 3.13.

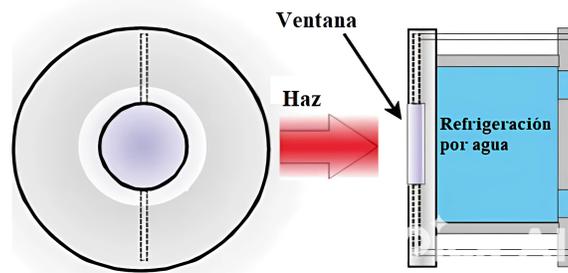


Figura 3.13: Blanco líquido típico, (obtenido de ([11])).

El radioisótopo Flúor-18 (^{18}F) se produce principalmente en ciclotrones mediante la irradiación de un blanco líquido compuesto por una solución de agua enriquecida con Oxígeno-18 ($H_2^{18}\text{O}$). En este proceso, el ciclotrón acelera protones a altas energías (generalmente entre 10 y 18 MeV), que luego impactan el ^{18}O en el blanco líquido, provocando la reacción nuclear $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$. Esta reacción genera el ^{18}F , un radioisótopo emisor de positrones que es utilizado principalmente en la producción de fluorodesoxiglucosa (^{18}F -FDG), un radiofármaco esencial en tomografía por emisión de positrones (PET). La ^{18}F -FDG se utiliza ampliamente en oncología para la detección y el seguimiento de cánceres, ya que permite visualizar áreas de alta actividad metabólica, características de las células tumorales.

Los blancos líquidos ofrecen varias ventajas prácticas y al mismo tiempo evitan varias de las dificultades asociadas con el uso de objetivos sólidos. Los blancos líquidos se transportan rápida y fácilmente de manera remota, y entregan los radioisótopos producidos en un estado químico más conveniente. Aunado a esto, los blancos líquidos evitan la gran inversión en un sistema de blancos sólidos, y la producción de un solo lote de solución de objetivo líquido es suficiente para ser utilizada en varias irradiaciones, las cuales pueden ser consecutivas cuando sea necesario[44]. La figura 3.14 muestra el porta-muestras para blancos líquidos del ciclotrón Cyclone Kiube 100.

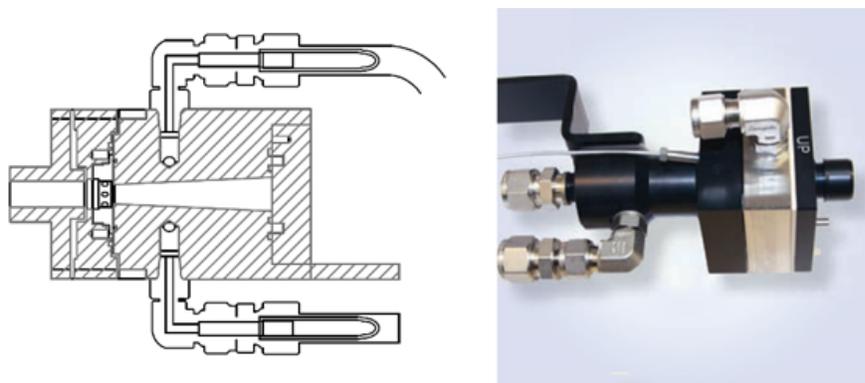


Figura 3.14: Diagrama (izquierdo) y foto (derecha) del porta-muestra para blancos líquidos Nirta utilizado en el Cyclone Kiube 100 (obtenido de [12]).

Producción de ^{68}Ga

En los últimos años, los agentes de imagen de PET marcados con ^{68}Ga ($T_{1/2}=67.7$ min, EC^+ (100%), β^+ (88)%, $\beta_a\nu^+ = 836$ keV, 3%, $E_\gamma = 1077$ keV), han tenido un aumento en su uso clínico. El esquema de desintegración del ^{68}Ga se muestra en la figura 3.15. El ^{68}Ga se produce convenientemente a través de un generador $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ [45]. Una ventaja importante es que el bajo periodo de semidesintegración permite una dosis baja para paciente.

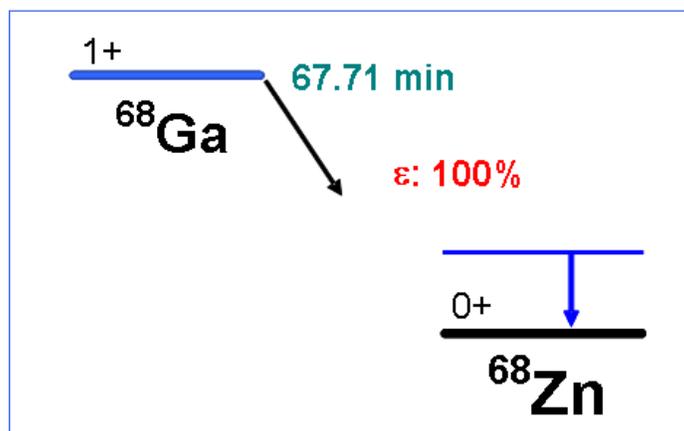


Figura 3.15: Información de decaimiento del ^{68}Ga , (recuperado de la base de datos de la IAEA: [13]).

La reacción con la que se obtiene el radionúclido de interés es $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$. Para obtener una alta pureza radionuclídica, el haz de protones debe ser optimizado ya que 12 MeV es el umbral con el que se produce el contaminante ^{67}Ga a través de la reacción $^{68}\text{Zn}(p,2n)^{67}\text{Ga}$, compitiendo con la producción del radionúclido ^{68}Ga [45].

Según lo descrito en el artículo de Alharbi et al. (2018) publicado en Applied Radiation and Isotopes, debido al punto de fusión relativamente bajo del metal Zn (419.5 °C), las pruebas iniciales con blancos ^{nat}Zn se realizaron durante intervalos cortos de irradiación (5 min) a una energía del haz de protones incidente de 14.5 MeV, aumentando las corrientes de haz de 15 a $40\mu\text{ A}$. No se observaron efectos térmicos significativos en el ^{nat}Zn electrodepositado, lo que indica una remoción eficiente del calor del blanco por el sistema de enfriamiento del módulo EDS/PTS. De manera similar, en el ciclotrón del INCan, la corriente del haz también será $40\mu\text{ A}$, por lo que no se espera que se produzca ningún sobrecalentamiento del blanco, garantizando una operación segura y eficiente durante la producción de radionúclidos.

El material de irradiación: ^{68}Zn puede ser colocado por electrodeposición en un disco de platino con una solución compuesta de $^{68}\text{ZnCl}_2$ y HCl[46]. Además de la electrodeposición, el ^{68}Zn puede ser colocado en un disco de metal a través de presión. En este caso no es lo más recomendable utilizar un disco de plata para soportar el material debido a la formación de una mezcla de Zn/Ag, la cual es insoluble en HCl[47].

3.12. Producción de radioisótopos en blancos sólidos

Los blancos sólidos están principalmente destinados a la irradiación de núclidos de peso atómico medio y alto, especialmente metales, ya que se encuentran naturalmente en forma sólida. La técnica de blancos sólidos también es superior, e incluso obligatoria, cuando se requieren grandes actividades de radionúclidos con periodos de semidesintegración más largos (incluyendo un gran número de radiometales), ya que permite el uso simultáneo de corrientes de haz. Los conjuntos de blancos sólidos mejorados pueden soportar hasta cientos de $\mu\text{ A}$, mientras que los blancos líquidos recientemente desarrollados, solo soportan hasta $140\mu\text{ A}$. Dicha técnica también permite la irradiación de núclidos objetivos con mayores densidades y ofrece mejores rendimientos de producción. Por ejemplo, algunos estudios reportan irradiaciones acumulando decenas de miles de $\mu\text{ Ah}$ [44].

Se utilizan objetivos sólidos en forma de láminas y capas depositadas sobre superficies adecuadas y colocadas en soportes especiales. La figura muestra el porta-muestra para blancos sólidos que se utiliza en el ciclotrón Cyclone Kiube 100. Para la preparación del blanco, se emplean principalmente técnicas como el electrodepositado, la evaporación al vacío, el laminado y la granulación en polvo. En las figura 3.16 podemos observar un porta-blanco sólido Nirta y en la 3.17 una configuración para

la irradiación de un blanco sólido con un haz.[48].

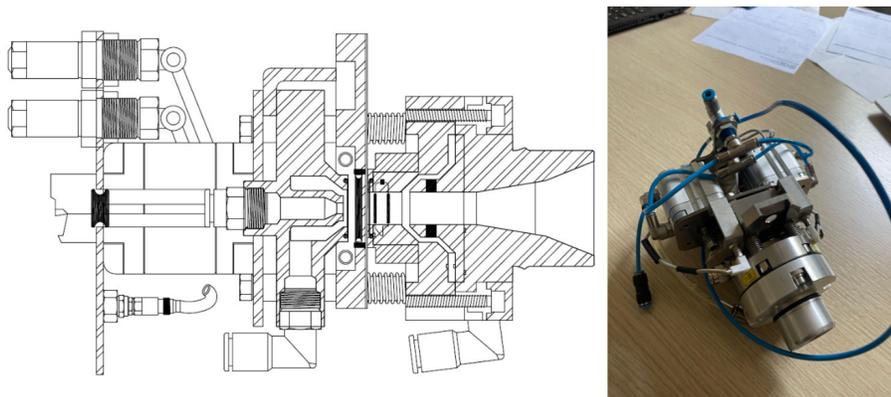


Figura 3.16: Diagrama (izquierda) proporcionado por el fabricante y foto (derecha) del Blanco sólido Nirta utilizado en el Cyclone Kiube 100.

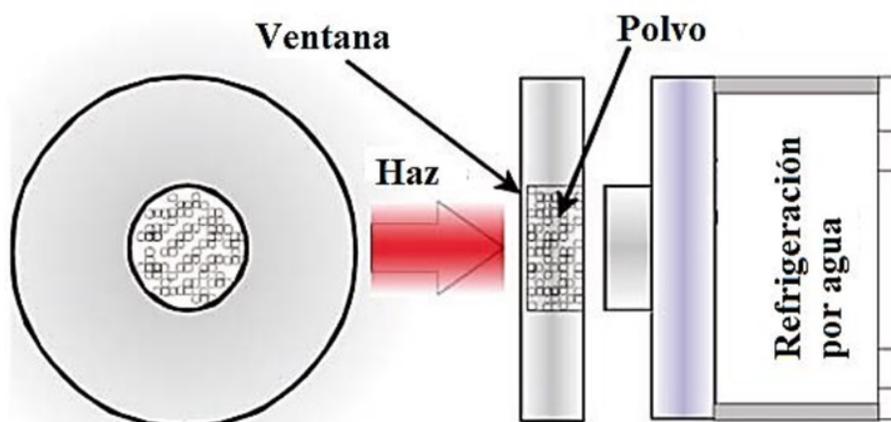


Figura 3.17: Configuración de un blanco sólido, (modificado de [11]).

Producción de ^{64}Cu

En los últimos años ha habido un interés creciente por utilizar radiofármacos marcados con radionúclidos metálicos, en especial aquellos con isótopos de cobre. Entre los isótopos del cobre se encuentra el ^{64}Cu , el cual tiene un periodo de semidesintegración de 12.7 h, con emisiones β^- (38.5 %) y β^+ (61.5 %). Estas emisiones le dan el potencial dual de preparar radiofármacos para imagen por PET, así como para tratamiento, gracias a su alta actividad específica. Esta dualidad le confiere capacidad teránostica [1].

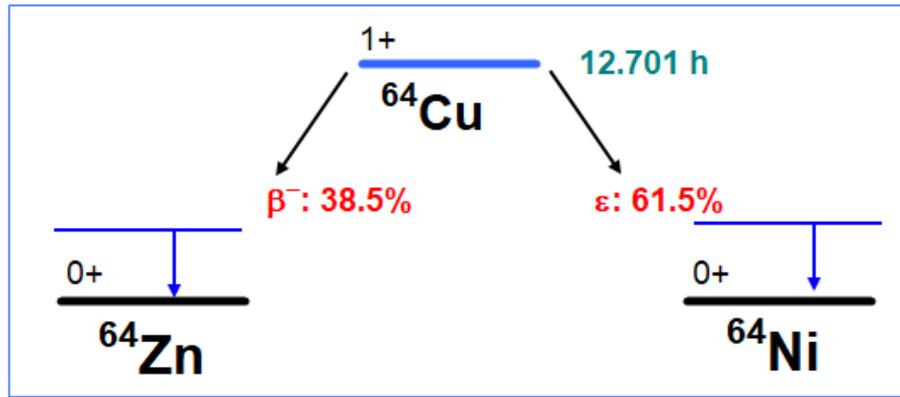


Figura 3.18: Información de decaimiento del ^{64}Cu , (obtenido de la base de datos de la IAEA[14]).

Este radionúclido ha visto un aumento en su uso a partir de la década de los 90's, continuando en la primera década del siglo XXI. Es uno de los radionúclidos no estándar más utilizado (sobre todo en EUA), esto debido a diversas ventajas[45]:

- Su periodo de semidesintegración permite el transporte desde el centro de producción hasta centros distantes.
- Su baja energía de positrones y bajas emisiones γ hacen que la resolución de la imagen sea alta.
- Se han desarrollado métodos de producción de alto rendimiento y de alta pureza radionuclídica.
- Tiene un inexplorado potencial terapéutico debido a su emisión β^- y su abundante emisión de electrones Auger.

Se han investigado varias rutas para la producción de ^{64}Cu sin portador añadido. La más antigua de ellas es la reacción $^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$ en un reactor nuclear. Sin embargo, el rendimiento y la pureza radionuclídica del producto obtenido no cumplen con las demandas actuales para aplicaciones médicas. En los últimos años, también se han utilizado para esta reacción neutrones producidos en aceleradores, aunque en la mayoría de los casos solo se han medido las secciones eficaces. De todos los procesos investigados, se encontró que la reacción $^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$, es la mejor. Proporciona un producto con alto rendimiento y alta radiactividad específica. Aunque implica el uso de material objetivo (blanco) altamente enriquecido y bastante costoso, generalmente electrodepositado sobre un respaldo de oro[49].

De los diversos métodos de producción de este radionúclido, el que se utilizará en el ciclotrón del INCan será el bombardeo de un blanco de ^{64}Ni a través de una reacción (p,n). Usualmente antes de la irradiación del blanco se tiene que colocar el ^{64}Ni en un disco de oro, normalmente este proceso se lleva a cabo a través de electrodeposición. En algunos casos es posible reciclar el ^{64}Ni restante para su reutilización y mayor aprovechamiento [50].

La irradiación con protones de energías mayores a 5 MeV de un blanco de ^{64}Ni produce ^{61}Co ($t_{1/2}=1.65\text{h}$, $\beta^+(100)\%$, $E_{\beta_{max}}=1.3\text{ MeV}$, $E_{\gamma}=67\text{keV}$) a través de la reacción $^{64}\text{Ni}(p,\alpha)^{61}\text{Co}$, además de nuestro producto deseado ^{64}Cu obtenido por la reacción (p,n). Sin embargo, la sección eficaz de la reacción (p, α) es modesta comparada con la reacción principal (p,n) que produce el ^{64}Cu [1]. El umbral de energía para la producción de ^{64}Cu es de 2.5 MeV y el rendimiento de producción más alto se encuentra en el rango de energía del haz de protones de 10 - 15 MeV [45]. El método para separar el ^{61}Co del producto deseado, es a través de cromatografía. La figura 3.19 presenta la función de excitación para la producción de ^{64}Cu , con un enriquecimiento de ^{64}Ni del 100 % producidos con un ciclotrón CTI RDS 112 con una energía de haz de $11.5 \pm 0.2\text{ MeV}$ [51].

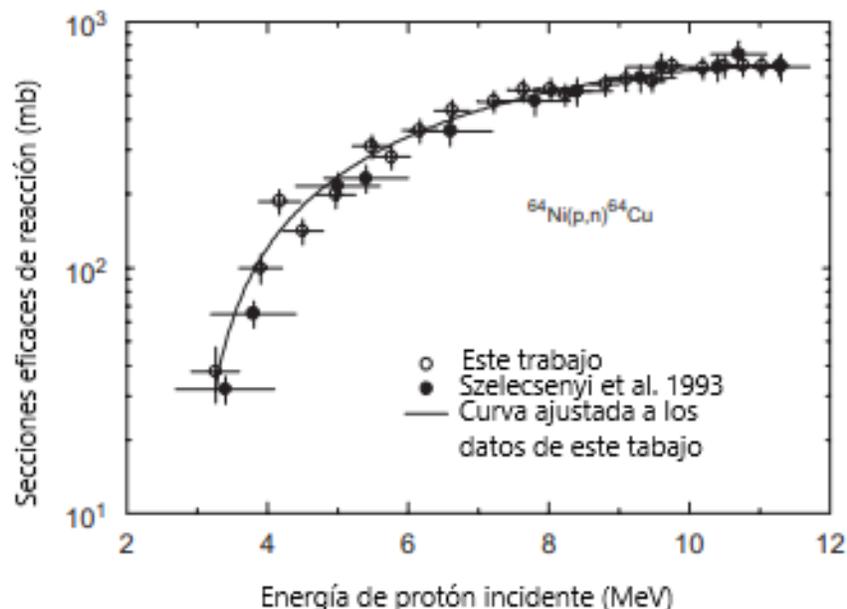


Figura 3.19: Función de excitación de la reacción $^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$. La sección eficaz de la reacción se considera un 100 % de enriquecimiento, (modificado de [1]).

Producción de ^{89}Zr

El ^{89}Zr ($T_{1/2}=78.4$ h, $EC^+(100\%)$, $\beta^+(23\%)$, $\beta_{av}^+ = 396\text{keV}$, $\% E_{\gamma} = 909$ keV(99%)) ha probado ser muy útil en el desarrollo de nuevos fármacos, por ejemplo, en terapias con anticuerpos esto debido a:

- Largo periodo de semidesintegración, lo cual lo hace útil para estudiar la biodistribución de proteínas y anticuerpos de larga circulación.
- Aplicabilidad reproducible en química quelante y conjugación con anticuerpos monoclonales (mAb) utilizados en estudios de ImmunoPET.
- Propiedades físicas equilibradas, es decir, energía β^+ suficientemente pequeña para mantener una buena resolución de imagen y niveles de dosis aceptables para el paciente[45].

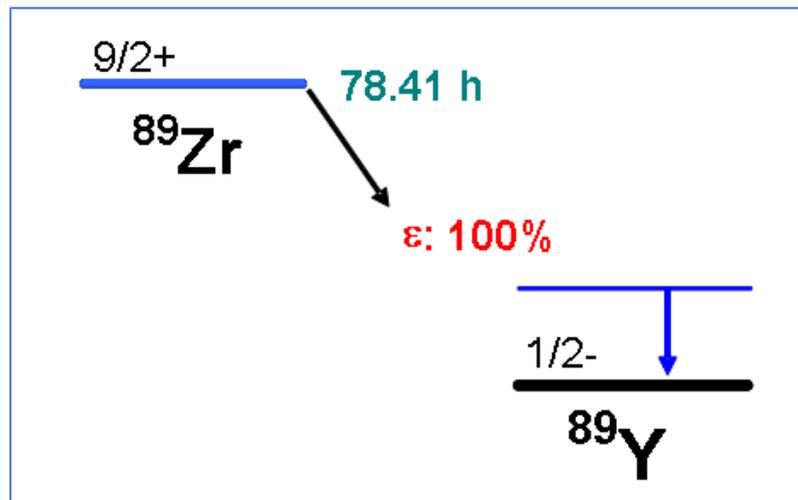


Figura 3.20: Información de decaimiento del ^{89}Zr , (recuperado de la base de datos de la IAEA [15]).

Su diagrama de decaimiento se muestra en la figura 3.20, y puede obtenerse con un ciclotrón a través de 3 métodos de producción, mediante las siguientes reacciones nucleares:

1. $^{nat}\text{Sr}(\alpha, xn) ^{89}\text{Zr}$
2. $^{89}\text{Y}(d, 2n) ^{89}\text{Zr}$
3. $^{89}\text{Y}(p, n) ^{89}\text{Zr}$

La reacción 3 es la de mayor interés para el acelerador que se utilizará en la unidad de ciclotrón y radiofarmacia del INCAN. En particular la ventaja de este método de

producción reside en que el itrio natural está compuesto 100 % por ^{89}Y . Esto reduce considerablemente el costo y aumenta la disponibilidad en comparación con algunos otros radionúclidos que requieren materiales altamente enriquecidos.

Además de esto, utilizar un haz de protones es la única manera de producir ^{89}Zr con un ciclotrón médico pequeño. Sin embargo, hay que considerar la energía de los protones del haz en la producción de este radionúclido. A energías mayores a 13.08 MeV se produce, además, el radionúclido de larga vida $^{88}\text{Zr}(T_{1/2}=83\text{d})$ a través de la reacción (p,2n). Esta es una impureza que no se puede eliminar al final de la producción.

También hay que considerar que a energías superiores a 11.6 MeV se coproducirá otro contaminante, $^{88}\text{Y}(T_{1/2}=107\text{d})$, a través de la reacción nuclear $^{89}\text{Y}(p,pn)^{88}\text{Y}$. Por debajo de los 10 MeV de energía en los protones del haz se reporta una producción insuficiente de ^{89}Zr . Esto deja una ventana estrecha de energía de haz (10 - 11.6) MeV para uso práctico con ciclotrones médicos pequeños.

La Figura 3.21 muestra los resultados obtenidos a partir de simulaciones por Monte Carlo utilizando el software FLUKA del rendimiento de ^{89}Zr obtenido al variar la energía de los protones del haz desde 9.8 MeV hasta 16.6 MeV, para diferentes espesores de blancos. Posteriormente, los resultados obtenidos fueron comprobados de manera experimental, con un ciclotrón Cyclone de la marca IBA [16].

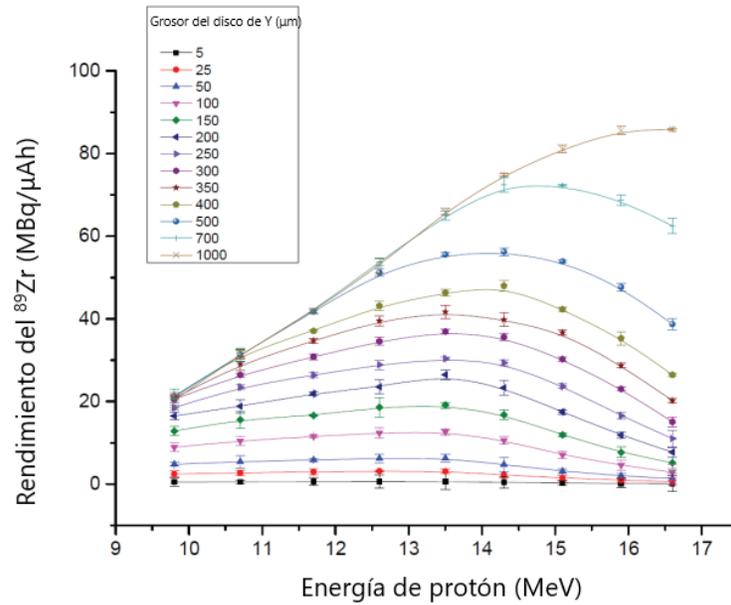


Figura 3.21: Rendimiento de producción de ^{89}Zr con un haz de protones (9.8-16.6 MeV) modelados con FLUKA, para el rango de espesores de varios blancos en forma de discos sólidos en Y, modificado de [16].

3.13. Magnitudes y unidades radiológicas

Las magnitudes y unidades radiológicas son aquellas que miden las propiedades físicas de la radiación, tales como su cantidad o su energía, por ejemplo:

Actividad: Valor esperado del número de transiciones nucleares que tienen lugar en una cantidad dada de material por unidad de tiempo. La unidad de actividad en el SI es s^{-1} con el nombre especial de Becquerel (Bq)[52].

3.14. Magnitudes dosimétricas

Las unidades dosimétricas describen la cantidad de energía depositada en un material por la radiación.

3.14.1. Kerma

Kerma es un acrónimo en inglés de energía cinética liberada por unidad de masa (**K**inetic **E**nergy **R**elieved by **M**ass unit). Se define como la cantidad de energía

liberada dentro de un volumen de masa (dm) debida a radiación indirectamente ionizante (rayos X y fotones γ), que se convierte en energía cinética (dE_{tr}). Esto se puede describir matemáticamente como[18]:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad (3.27)$$

La unidad del Kerma es el Gray [J/kg]

3.14.2. Tasa de Kerma

La tasa de kerma se define como el cambio del kerma con respecto al tiempo, matemáticamente puede describirse como[18]:

$$\dot{K} = \frac{dK}{dt} = \frac{d}{dt} \left(\frac{dE_{tr}}{dm} \right) \quad (3.28)$$

La unidad de la tasa de Kerma es el [$Gy \cdot s^{-1}$]

3.14.3. Exposición

La exposición (X) es una magnitud que, aunque no es dosimétrica, se trabaja como tal. Mide la cantidad de ionización (cargas) producida por radiación electromagnética, como rayos X o rayos gamma, en el aire. Se define como la suma de las cargas eléctricas de todos los iones de un signo (dQ), generados por la radiación en una masa de aire, dividida por la masa de aire (dm) en la que se produjo la ionización. Su unidad es el Coulomb por kilogramo (C/kg), y es utilizada principalmente para evaluar la radiación que afecta a materiales en condiciones de baja energía, matemáticamente se puede expresar de la siguiente manera[18]:

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (3.29)$$

3.14.4. Dosis absorbida

La dosis absorbida (D) se define como la energía impartida ($d\varepsilon$) por cualquier tipo de radiación (directa o indirectamente ionizante), por unidad de masa (dm) del medio con el que dicha radiación interactúa. Matemáticamente se define como:

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm} \quad (3.30)$$

La dosis absorbida es la magnitud física fundamental dosimétrica. La unidad SI es el Jkg^{-1} y su nombre especial es gray (Gy)[52].

3.14.5. Tasa de dosis absorbida

Se define como el cambio (principalmente el aumento) de la dosis absorbida respecto al tiempo, se puede definir como:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt} \quad (3.31)$$

La tasa de dosis absorbida se expresa en unidades de $Gy \cdot s^{-1}$

3.15. Magnitudes de protección radiológica

Las unidades de protección radiológica se utilizan para evaluar el riesgo biológico de la radiación y las dosis a las que está expuesto un individuo o grupo de personas.

3.15.1. Equivalente de dosis

El equivalente de dosis se define en un punto de un tejido, y matemáticamente se expresa como:

$$H = DQ \quad (3.32)$$

Donde D es la dosis absorbida y Q el factor de calidad para la radiación existente en ese punto. La unidad para el equivalente de dosis es el Joule por kilogramo (Jkg^{-1}), y su nombre especial es sievert (Sv)[52].

3.15.2. Equivalente de dosis ambiental

El equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$ en un punto dentro de un campo de radiación, es el equivalente de dosis que se produciría por el campo expandido y alineado correspondiente a una esfera definida por la Comisión Internacional de Unidades y Medidas de Radiación (ICRU, por sus siglas en inglés) a una profundidad de 10 mm sobre el radio opuesto a la dirección del campo. La esfera ICRU tiene un diámetro de 30 cm y una densidad de $1 g/cm^3$. Esta esfera está compuesta por cuatro elementos (en porcentaje de masa): 76.2% oxígeno (O), 11.1% carbono (C), 10.1% hidrógeno (H) y 2.6% nitrógeno (N). Este fantoma esférico se aproxima bastante a la composición del cuerpo humano. Esta definición está establecida en la ICRP 40[53].

3.15.3. Dosis efectiva

La dosis efectiva, (E), es la suma de las dosis equivalentes (H_T) en todos los órganos y tejidos especificados del cuerpo, ponderadas por factores (w_T) de peso especificados para cada tipo de tejido. Esta se expresa mediante las siguientes fórmulas:

$$E = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{T,R} \quad (3.33)$$

$$E = \sum_T w_T H_T \quad (3.34)$$

La unidad de medida para la dosis efectiva es el Joule por kilogramo (Jkg^{-1}), conocida también como sievert (Sv).

3.16. Cantidades fundamentales y unidades de radiación ionizante

3.16.1. Flujo

El flujo (ϕ) es una magnitud física que representa la cantidad de partículas que atraviesan una superficie (dN) por unidad de tiempo (dt). En el contexto de la radiación, se refiere al número de partículas incidentes (protones, neutrones, negatrones, positrones, fotones, etc) en una superficie por segundo, y su unidad común es partículas por segundo (part/s), matemáticamente se tiene[18]:

$$\phi = \frac{dN}{dt} \quad (3.35)$$

3.16.2. Flujo de energía

El flujo de energía (ϕ) es una magnitud física que describe la cantidad de energía de radiación (dR) que atraviesa una superficie por unidad de tiempo (dt). Se utiliza para medir la tasa a la que la energía, en forma de radiación o partículas, se transfiere a través de un área determinada. En el contexto de la radiación, se expresa generalmente en unidades de Joules por segundo (J/s)[18]:

$$\phi = \frac{dR}{dt} \quad (3.36)$$

3.16.3. Fluencia

La fluencia (Φ) es una magnitud física que describe la cantidad de partículas (dN) que atraviesan una superficie (da) en un cierto periodo de tiempo. Se define como el número de partículas incidentes por unidad de área, sin considerar la dirección de las partículas. En el contexto de la radiación, la fluencia se utiliza para cuantificar la cantidad de radiación que pasa a través de un área específica, y se mide en unidades de partículas por centímetro cuadrado ($part/cm^2$) se puede expresar matemáticamente como[18]:

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad (3.37)$$

3.16.4. Tasa de fluencia

La tasa de fluencia (φ) es la velocidad a la que las partículas atraviesan una superficie en un tiempo dado. Se define como la fluencia de partículas (Φ) por unidad de tiempo (dt), es decir, el número de partículas que inciden por unidad de área por segundo. En el contexto de la radiación, se utiliza para medir cuánta radiación está pasando a través de un área específica en un determinado tiempo, y se expresa en partículas por centímetro cuadrado por segundo ($part/cm^2/s$), se puede expresar matemáticamente como[18]:

$$\varphi = \frac{d\Phi}{dt} \quad (3.38)$$

3.16.5. Fluencia de energía

La fluencia de energía (Ψ) es una magnitud que describe la cantidad de energía transportada por las partículas o radiación que atraviesan una superficie por unidad de área. Se define como la energía total incidente (dR) por unidad de área (da), sin tener en cuenta la dirección. En el ámbito de la radiación, esta cantidad se mide en Joules por centímetro cuadrado (J/cm^2), si tenemos que R es el valor promedio de la energía total, matemáticamente se tiene[18]:

$$\Psi = \frac{dR}{da} \quad (3.39)$$

3.16.6. Tasa de fluencia de energía

La tasa de fluencia de energía (ψ) es la cantidad de energía que atraviesa una unidad de área por unidad de tiempo. Se define como la energía total incidente por

unidad de área (Ψ) y por unidad de tiempo (dt), generalmente expresada en Joules por segundo por centímetro cuadrado ($J \cdot s^{-1} \cdot cm^{-2}$), matemáticamente se tiene que[18]:

$$\psi = \frac{d\Psi}{dt} \quad (3.40)$$

3.17. Protección radiológica

El uso de la radiación ionizante además de ofrecer beneficios también presenta un riesgo para la salud de las personas. Es importante, entonces tener una filosofía que nos guíe y ayude a sacar el mayor provecho de este recurso cuidando la salud de todos los involucrados en su uso. Así es como nace la protección radiológica, esta puede ser definida como el conjunto de medidas para la utilización segura de la radiación ionizante que nos garantiza tanto la seguridad de las personas como del medio ambiente.

El propósito de la protección radiológica es salvaguardar al medio ambiente y las personas que están en contacto con radiaciones ionizantes, reduciendo al mínimo el riesgo de exposición y garantizando que no se excedan los límites de dosis establecidos por las autoridades reguladoras. Esto se logra mediante el monitoreo radiológico en las instalaciones.

Hay tres organizaciones importantes en el ámbito de la protección radiológica: la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), que emite recomendaciones sobre el tema; el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), que establece y aplica estándares de seguridad; y el Comité Científico para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas de las Naciones Unidas (UNSCEAR), que se dedica a investigar los efectos de la radiación ionizante[54].

La filosofía ALARA (As Low As Reasonably Achievable) por sus siglas en inglés, quiere decir que todas las exposiciones a la radiación deben mantenerse tan bajo como sea razonablemente alcanzable. Tradicionalmente se ha implementado en el entorno laboral y para la protección del público. Los objetivos del principio ALARA son reducir al mínimo las exposiciones incrementales diarias o por tarea específica, así como en el transcurso del año, con el fin de mantener la dosis equivalente anual total lo más por debajo posible a los límites regulatorios establecidos[55].

Los principios de protección radiológica debido a una fuente de radiación externa

(como la radiación generada en un ciclotrón) se fundamentan en tres estrategias claves: tiempo, distancia y blindaje. **Tiem** se refiere a la reducción de la duración de la exposición a la radiación; cuanto menos tiempo pase una persona cerca de una fuente radiactiva, menor será la dosis recibida. **Distancia** implica aumentar la separación entre el trabajador y la fuente de radiación; al alejarse, la intensidad de la radiación disminuye significativamente según la ley del inverso del cuadrado de la distancia. Por último, **blindaje** se refiere a la utilización de materiales adecuados para absorber o atenuar la radiación, protegiendo así a las personas de su impacto. Estos tres principios son esenciales para minimizar la exposición a la radiación ionizante y garantizar la seguridad en entornos donde se utiliza dicha radiación [56].

3.18. Diseño de blindajes

El Reglamento General de Seguridad Radiológica (RGSR) establece las medidas de seguridad radiológica durante la operación de aceleradores de partículas. El título tercero del RGSR denominado “del sistema de limitación de dosis”, tiene por objetivo limitar y reducir la exposición a la radiación ionizante al Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE), al público en general y al medio ambiente. Para limitar y reducir la exposición, es recomendable aplicar los principios de la seguridad radiológica (justificación, optimización y limitación). Un blindaje se puede diseñar tomando en cuenta el término “optimización”. La optimización a su vez se apoya de los factores; tiempo, distancia y blindaje y que son fundamentales para reducir y limitar la exposición a la radiación ionizante. El blindaje además de proteger desde el punto de vista radiológico y de seguridad física, sustenta la filosofía ALARA (tan bajo como razonablemente sea posible). Antes de iniciar operaciones en cualquier instalación que utilice o produzcan radiaciones ionizantes se debe llevar a cabo una planeación que va desde para la elección de los materiales, la distribución de las áreas y el diseño de los blindajes. Para diseñar un blindaje es de vital importancia conocer la forma en la que la radiación (corpúscular o electromagnética) interactúa con la materia, considerar el espesor necesario y el tipo de material.

Básicamente, el término blindaje en protección radiológica, se puede definir como aquella barrera física que se interpone entre una fuente de radiación ionizante y un objeto a proteger, con el propósito de reducir los niveles de radiación en la posición del objeto. Generalmente, el objeto protegido es un ser humano, aunque puede ser cualquier entidad sensible a la radiación ionizante.

Preferentemente el blindaje estructural tiene que ser diseñado y colocado correctamente desde la construcción inicial, ya que modificaciones o adiciones posteriores suelen ser costosas. Por ello, en la planificación se deben considerar posibles necesidades futuras, como la incorporación de equipos nuevos, energías de radiación más altas, mayor intensidad de haces, diferentes tipos de aceleradores de partículas o incrementos en las cargas de trabajo.

Para garantizar que los niveles de protección radiológica se alcancen de manera económica, se recomienda que el blindaje sea diseñado por un experto en la materia. Este objetivo se logra proporcionando al experto toda la información relevante sobre el propósito y uso del blindaje, el tipo de construcción del edificio, y la ocupación de las áreas circundantes. El experto debe ser consultado desde las etapas iniciales de planificación, ya que los requerimientos de blindaje pueden influir en la elección de la ubicación y el tipo de construcción. Los planos finales y las especificaciones del blindaje deben ser revisados y aprobados tanto por el experto como por las autoridades federales, estatales o locales competentes (si aplica) antes de que inicie la construcción.

Al diseñar el blindaje para un acelerador, se deben tener en cuenta los siguientes factores claves:

- Principio ALARA (tan bajo como sea razonablemente alcanzable)
- Espacio disponible.
- Comparación con otras instalaciones similares.
- Técnicas de construcción.
- Radiación ambiental.
- Radiactividad inducida.
- Calidad de la radiación.
- Historial de exposición a la radiación en la institución.
- Límites regulatorios.
- Materiales para blindaje.
- Términos fuente.
- Tendencias en los límites regulatorios al momento del diseño.

Los aceleradores modernos son capaces de generar intensidades de radiación extremadamente altas. La meta de un blindaje eficiente es reducir estos niveles intensos de radiación a valores aceptables fuera del blindaje, todo ello manteniendo un costo razonable y sin comprometer la utilidad del acelerador para su propósito original. Para cumplir con este objetivo, se identifican tres aspectos principales:

1. Especificaciones del equivalente de dosis (tasa) fuera del blindaje.
2. Determinación de los términos fuente.
3. Diseño del blindaje con la suficiente atenuación para cumplir con las limitaciones de equivalente de dosis requeridas[36].

Uno de los puntos a considerar en la instalación de un ciclotrón para obtener la licencia de operación es la seguridad del personal ocupacionalmente expuesto (POE), así como de las personas que estarán en áreas circundantes a la instalación. Se necesitan considerar los materiales que rodean al área de operación, la radiación secundaria producida por el ciclotrón, y sobre todo que las paredes tengan el grosor y sean del material adecuado para poder reducir la actividad al límite MPD (máxima dosis admisible)[57].

Si bien los sistemas de seguridad pueden variar de instalación en instalación, se debe tener en cuenta el riesgo de irradiación de rayos gamma y neutrones producidos por las altas tasas de dosis durante el proceso de obtención de radionúclidos en un ciclotrón, así mismo el riesgo de irradiación interna debido al manejo de fuentes abiertas. Es importante considerar que en cualquier fallo los componentes de este sistema deben impedir la operación del ciclotrón o de los sistemas asociados, así como restringir las zonas con altos niveles de radiación hasta que el fallo sea corregido[58].

Una configuración estándar para la sala de un ciclotrón está conformada por:

- El búnker del ciclotrón: con equipo auxiliar.
- Cuarto con fuente de energía: equipo de radio frecuencia, campo magnético, fuente de iones, etc.
- Cuarto de control.

Enclavamientos:

- Botones de seguridad de última persona: aseguran que no quede ninguna persona dentro del búnker durante la operación del ciclotrón. Complementan la inspección visual previa al encendido mediante un botón de última persona o de cierre continuo. Si el proceso de cierre de la puerta se detiene, se retrasa, ocurre una secuencia incorrecta de pulsación de botones o la puerta se abre, es necesario reiniciar el procedimiento.
- Sistema de llave única: asegura que la misma llave utilizada para operar el ciclotrón también es empleada para abrir y cerrar la puerta del búnker. Como medida de buena práctica, esta llave se asocia a un detector portátil de radiación.
- Enclavamiento de la puerta del búnker vinculado a la operación del ciclotrón: asegura que el ciclotrón no pueda funcionar cuando la puerta esté abierta, impide que se abra durante su operación y, si llegara a abrirse, detiene automáticamente el funcionamiento del ciclotrón.
- Enclavamiento por tasa de dosis y fallo de detectores: asegura que la puerta del búnker o de las celdas calientes no puedan abrirse si la tasa de dosis dentro de estas supera un valor preestablecido, o si se detectan fallos en los dispositivos asociados.
- Enclavamiento por pérdida de nivel de presión: si los niveles de presión no son los requeridos, este enclavamiento garantiza que no se pueda operar el ciclotrón y/o que las celdas calientes no reciban material desde el ciclotrón. Como complemento a esto, se puede deshabilitar el haz durante una irradiación si se pierde la depresión en el búnker. Asimismo, en el caso de una pérdida de presión en una celda durante su funcionamiento, será necesario evaluar si es indispensable detener automáticamente la ventilación de los locales adyacentes. Esto con el fin de reducir al mínimo el flujo de aire hacia el exterior de la celda y evitar el posible escape de material radiactivo, considerando para el análisis tanto el diseño del sistema de ventilación como la diferencia de presión entre los distintos locales.
- Enclavamiento relacionado a la transferencia de material desde el ciclotrón hasta las celdas calientes: con este enclavamiento no se realizará transferencia de material radiactivo si las puertas de las celdas están abiertas, o si no se cumplen las condiciones de presión necesarias. De la misma manera, esto nos ayuda a que mientras se esté realizando la transferencia de material radiactivo, no se abran las puertas o las celdas, o en dado caso de que se abran la transferencia sea detenida, esto confina el material en la línea de transferencia.

- Enclavamientos de los auto blindajes: este enclavamiento es específico de los ciclotrones que son autoblandados, este sistema se encarga de que el ciclotrón no pueda ser operado si los blindajes no están en una posición segura o se presenta alguna pérdida en la capacidad del blindaje. No solo esto, sino que, durante la operación, este sistema se encarga de que los blindajes no se muevan.
- Enclavamiento por descargas en la chimenea: en el caso de que se sobrepasen los niveles establecidos para las emisiones en la chimenea, este enclavamiento se activa lo cual hace que los gases sean retenidos dentro de la instalación.
- Estanqueidad: previo a cada producción con el ciclotrón, el sistema del ciclotrón debe realizar una prueba de estanqueidad. Este sistema debe evitar que el ciclotrón opere si los resultados de dichas pruebas no son satisfactorios.

Sistemas manuales de seguridad:

- Botones de parada de emergencia: estos botones garantizan que una vez accionados, la operación del ciclotrón sea detenida. Según recomendaciones estos deberían ser instalados al menos, en el búnker y en la sala de control.
- Sistema de apertura interna de la puerta del búnker del ciclotrón: este sistema garantiza que la puerta del búnker siempre pueda abrirse desde dentro en el caso de una emergencia. Se puede asociar este sistema al botón de parada de emergencia situado en el interior del búnker.

Indicaciones sonoras y visuales: Estas indicaciones son de utilidad para la identificación de las etapas del ciclotrón y demás sistemas asociados.

- Alarma de preparación de la irradiación: esta alarma es activada al interior del búnker que aloja al ciclotrón, lo que le indica al personal que el búnker está próximo a cerrarse para la producción de los radionúclidos.
- Alarmas de inicio de irradiación: estas están localizadas en los lados externos de las puertas del búnker y dentro de la sala de control del ciclotrón, indicando la puesta en marcha de los sistemas operativos esenciales del ciclotrón.
- Alarmas de ciclotrón operativo: estas se localizan a lados extremos del búnker y como su nombre lo indica, estas dan aviso de que el ciclotrón está realizando producción.

- Alarmas por alta tasa de dosis en los monitores de área: los monitores de área se encuentran en zonas controladas que deben ser constantemente monitoreadas, estos se activarán si detectan un aumento en los niveles de tasa de dosis.
- Alarmas de transferencia de material radiactivo desde el ciclotrón hacia la celda caliente: estas se encuentran en la radiofarmacia y como su nombre lo indica, nos avisan que el material radiactivo producido en el ciclotrón está siendo trasladado hacia las celdas calientes.
- Alarmas por fallas en el sistema de ventilación: se activan cuando el recinto pierde su nivel de presión de referencia, con réplica en la sala de control del ciclotrón.
- Alarmas por falla en los detectores de área: se activan dentro de la sala de control del ciclotrón las alarmas indicadoras de alta tasa de dosis en el local donde se ha producido la falla o desenergización del detector.
- Alarmas por apertura de puerta de celdas, de búnker o autoblandaje: estas alarmas se activan indicándole al operador la posición de puertas blindadas abiertas o cerradas.
- Alarmas por superación del nivel de descargas de actividad en la chimenea: esta alarma usualmente se activa en el cuarto de control, lo que indica que se ha producido un incremento en la actividad en la descarga gaseosa que supera los niveles de referencia.
- Alarmas por aumento de concentración de actividad en locales: estas se encuentran, como mínimo, en el laboratorio de radiofarmacia, y su activación señala que la concentración de actividad ha superado el nivel de referencia establecido. Para realizar pruebas en este sistema, es importante seguir las instrucciones específicas del fabricante. Aunque este sistema está ganando popularidad, actualmente puede ser sustituido por monitoreos de área regulares.
- Alarmas asociadas a los autoblandajes líquidos: se activan tanto en la sala de control como en el búnker, indicando una disminución en el nivel de cualquiera de los tanques que forman parte del sistema de autoblandaje líquido. Otro escenario que cuenta con alarmas asociadas es la variación de la temperatura del búnker que alberga el ciclotrón, cuando ésta se encuentra fuera del rango recomendado por el fabricante. Esto es importante, ya que temperaturas inadecuadas podrían provocar la pérdida del blindaje contra neutrones debido a la precipitación de la sal de boro disuelta en el líquido de blindaje.

Proyección de descargas: en este caso se tiene que estimar el impacto radiológico de la operación de la instalación considerando los valores máximos de la producción previstos, demostrando así que no se superan los niveles de dosis de restricción para público y POE.

Sistemas de ventilación: El sistema de ventilación de una instalación que utiliza ciclotrón debe ajustarse a los principios fundamentales de diseño y construcción que se aplican a cualquier instalación que maneje fuentes radiactivas no selladas, con el objetivo de garantizar la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente.

Blindajes: Las instalaciones que operan con ciclotrones requieren varios tipos de blindaje en las áreas donde se almacenan, procesan o manipulan materiales radiactivos. El espesor y los materiales del blindaje variarán según el tipo de desintegración del radioisótopo producido, los niveles de radiación, la carga de trabajo y las características específicas de cada zona[58]. La figura 3.22 muestra esquemáticamente la distribución por áreas de una instalación convencional que alberga un ciclotrón.

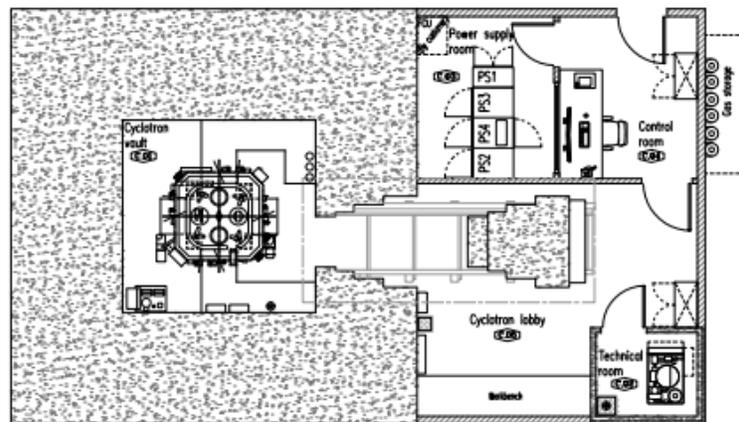


Figura 3.22: Distribución estándar de un búnker para ciclotrón (figura obtenida de [17]).

3.18.1. Blindaje para emisores α

Las partículas alfa son partículas cargadas pesadas que interactúan con la materia mediante fuerzas eléctricas, durante su trayectoria transfieren parte de su energía a los electrones del medio. Los átomos del medio pueden sufrir excitación o ionización. A medida que la partícula alfa avanza va perdiendo energía por distancia recorrida

hasta valores de energía muy próxima al movimiento térmicos de los átomos del material, para luego alcanzar la neutralización. La distancia recorrida por la partícula alfa en un medio material hasta que se neutraliza es conocido como “alcance”.

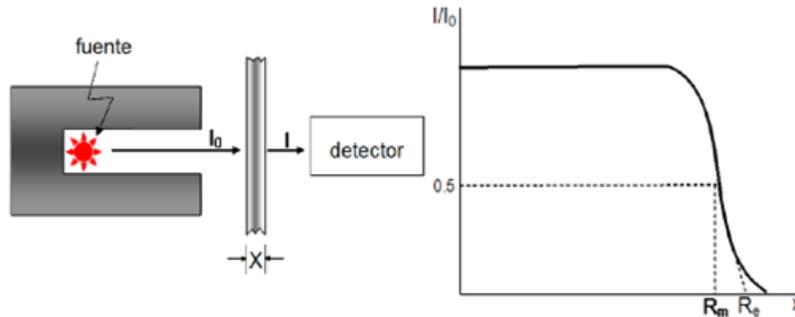


Figura 3.23: Alcance de la partícula alfa en un medio material (Figura obtenida del curso avanzado de protección radiológica nivel encargado de seguridad radiológica clases a y b; ININ).

En términos generales, las partículas alfa son muy fáciles de detener debido a que su masa y carga limitan su recorrido y por lo tanto su alcance es de algunos centímetros en el aire. Sin embargo, la mayoría de los emisores alfa cuentan con energías altas y son un verdadero riesgo si están presentes dentro del organismo.

Para estimar el alcance de las partículas α en aire se pueden obtener mediante las siguientes expresiones empíricas:

$$R = 0.56E, \text{ para } E < 4\text{MeV} \quad (3.41)$$

$$R = 1.24E - 2.62, \text{ para } 4 < E < 8\text{MeV} \quad (3.42)$$

Una hoja de papel o incluso algunos centímetros de aire es suficiente para blindarse de las partículas alfa, típicamente al graficar el alcance de la partícula alfa, se nota que en la región final hay una caída repentina conocido como “dispersión” y se debe a las fluctuaciones estadísticas debido a las colisiones que sufre la partícula antes de frenarse[27].

3.18.2. Blindaje para emisores beta

A diferencia de las partículas alfa, las partículas beta tienen un alcance del orden de algunos metros en aire dependiendo de su energía. De igual manera al ser partículas cargadas estas sufren colisiones y pierden su energía cinética causando ionización. Las partículas beta al interactuar con materiales de alto Z se puede presentar radiación de frenado “bremsstrahlung”, debido a que las partículas beta tienen menor masa en relación a las partículas alfa, sus velocidades son superiores y a su paso por materiales con alto Z pueden interactuar con los electrones orbitales dando como resultado que su trayectoria cambie (razón por la cual su recorrido es tortuoso) y exista una desaceleración, la energía cinética perdida se presenta ahora como rayos X de frenado. La probabilidad de presentarse radiación de frenado está directamente relacionada con la energía de las partículas beta y el incremento del número atómico del material con el que interactúan.

Para blindar partículas beta, una hoja de papel ya no es suficiente por lo cual se recomienda utilizar materiales de bajo Z o algunos centímetros de aluminio. El alcance de las partículas beta es dependiente de la densidad y el espesor del material absorbente, por lo tanto, no dependen del número atómico Z de material absorbente. Para determinar el espesor necesario para frenar las partículas beta, se puede determinar mediante:

$$x = \frac{R}{\rho} \quad (3.43)$$

Donde:

R = alcance másico del material (mg/cm^2).

ρ = densidad del material (g/cm^3).

3.18.3. Blindaje para emisores X y γ

Los rayos X y gamma presentan diversos procesos de interacción con la materia. A diferencia de las partículas cargadas que tienen un alcance o rango, la radiación electromagnética al interactuar con los materiales se atenúa según la ley exponencial. Esto indica que no puede ser completamente absorbida o detenida por materiales de un blindaje. Debido a la naturaleza ionizante de los rayos X y gamma, el grado de penetración depende de varios parámetros, incluyendo la energía de los fotones

incidentes, la composición elemental del material, espesor y densidad. Para describir el comportamiento de la atenuación exponencial, se pueden presentar dos casos relacionados con un factor geométrico; el primero de ellos describe un haz monoenergético perfectamente colimado proveniente de una fuente puntual. El segundo, toma en cuenta la dispersión de la radiación y un factor de acumulación (build-up). Si el haz es colimado, monoenergético y considerando una fuente puntual, la atenuación exponencial se describe como:

$$I = I_0 e^{-\mu x} \quad (3.44)$$

Donde:

I = es el número de fotones que atraviesan el material con espesor x .

I_0 = es el número inicial de fotones antes de atravesar el material absorbedor.

μ = es el coeficiente de atenuación lineal (cm^{-1}).

x = es el espesor de material (cm).

Si el blindaje constituye más de un elemento, la atenuación del haz se puede escribir como:

$$I = I_0 e^{-\mu L} \quad (3.45)$$

Donde:

μ = es el coeficiente de atenuación lineal total

$$\mu L = \mu_1 x_1 + \mu_2 x_2 + \mu_3 x_3 + \dots + \mu_n x_n \quad (3.46)$$

El haz puede considerarse estrecho o ancho, en el haz estrecho, se discriminan todas las partículas dispersas secundarias que llegan hasta el objetivo o detector. El haz ancho por su parte considera que al menos algunos rayos no primarios llegan al detector. Al hablar de un haz estrecho se da a entender que la geometría es ideal, es decir que ninguna partícula dispersa o secundaria alcanza al punto objetivo. En el caso del haz ancho, para estimar la radiación dispersa que alcanza al punto objetivo es muy complejo de obtener y en la mayoría de las veces se utilizan métodos semi analíticos y simulación Monte Carlo.

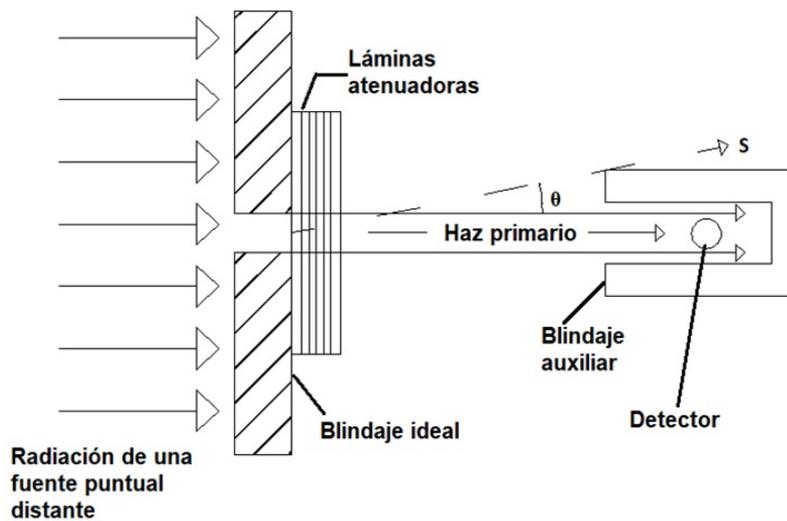


Figura 3.24: Geometría de haz estrecho. El diámetro del haz primario de fotones es lo suficientemente grande como para cubrir en su totalidad al detector uniformemente, a una distancia lo suficientemente grande del atenuador con el objetivo de que el número de partículas dispersas o secundarias (S) que llegan al detector sea despreciable en comparación con el número fotones primarios (modificado de [18]).

El espesor necesario requerido para reducir a la mitad o la décima parte la intensidad del haz en términos de espesor es conocido como capa hemirreductora (HVL) o decirreductora (TVL). Es esencial evaluar las interacciones de radiación con los materiales de blindaje antes de su diseño.

Los materiales adecuados para blindar rayos X y gamma, están en función del número atómico, es decir, a menor número atómico efectivo del material de blindaje, mayor deberá ser su grosor. Aunque los blindajes de baja densidad pueden requerir mayor grosor para disminuir la intensidad de la radiación, el uso de materiales de alta densidad representa la opción más adecuada. Estos materiales, con alta densidad y un elevado número atómico, presentan una alta probabilidad de interacciones, lo que resulta en una mayor absorción de energía. Así mismo, los materiales de alto número atómico, como el plomo, el bismuto y compuestos de tungsteno, son especialmente efectivos para proteger contra rayos gamma en el rango de 200 a 1500 keV, principalmente mediante la dispersión Compton y la absorción fotoeléctrica[59].

Capa hemirreductora (HVL)

La capa hemirreductora (HLV) es el grosor de un material de blindaje o absorbente que disminuye el nivel de radiación a la mitad de su valor inicial y se obtiene al despejar x de la ecuación del haz colimado monoenergético:

$$HVL = \frac{\ln\left(\frac{I}{I_0}\right)}{-\mu} = \frac{\ln\left(\frac{1}{2}\right)}{-\mu} \quad (3.47)$$

Capa Decirreductora (TVL)

La capa decirreductora (TVL), es el grosor de un material de blindaje o absorbente que disminuye el nivel de radiación a la décima parte de su valor inicial, de igual manera este se obtiene similar al de la ecuación anterior:

$$TVL = \frac{\ln\left(\frac{I}{I_0}\right)}{-\mu} = \frac{\ln\left(\frac{1}{10}\right)}{-\mu} \quad (3.48)$$

Para aquellos casos donde el haz no está colimado (geometría pobre), el haz se considera “ancho” y se tiene en cuenta la dispersión debido al efecto Compton, la cantidad de dispersión para una geometría dada, contempla el factor de acumulación build-up y se describe como:

$$I = I_0 B e^{-\mu x} \quad (3.49)$$

Donde: B = al facto de acumulación build-up en función del espesor del material absorbedor y la energía de los fotones gamma.

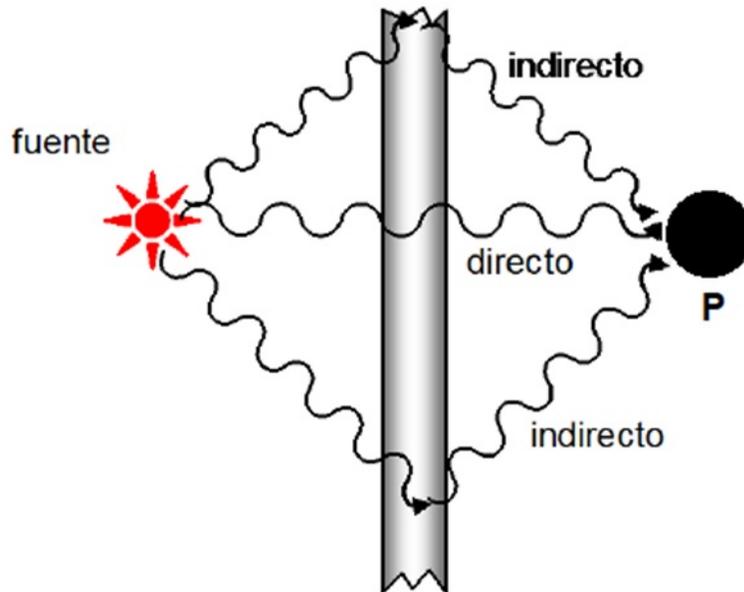


Figura 3.25: Geometría de una fuente puntual considerando dispersión (modificado). (Figura obtenida del curso avanzado de protección radiológica nivel encargado de seguridad radiológica clases a y b; ININ).

Factor Geométrico

El arreglo geométrico se refiere al arreglo fuente-blindaje. Para efectos de cálculo, en la mayoría de los casos se considera una fuente puntual e isotrópica, aquí el factor geométrico está estrechamente relacionado con la ley del inverso al cuadrado de la distancia. En muchas ocasiones, en la realidad, el arreglo fuente blindaje no necesariamente es una fuente puntual, algunos casos típicos, la fuente puede ser lineal, en forma de disco, un plano infinito, fuentes que contienen una cierta área, entre otras. El cálculo de blindajes considerando geometrías diferentes a una fuente puntual se vuelve complejo y en la mayoría de las ocasiones se utilizan métodos semi analíticos o simulación Monte Carlo[27].

3.18.4. Blindaje para protones y iones ligeros

Los materiales con altos números atómicos, como el hierro o el plomo, son eficaces para detener protones debido a su densidad y capacidad de interacción con partículas cargadas. La alta densidad de estos materiales permite que las partículas, como los protones, pierdan energía rápidamente al colisionar con los núcleos atómicos de los materiales.

Cuando un protón impacta un núcleo de alto número atómico, puede transferir parte de su energía a través de procesos como la dispersión elástica, donde el protón rebota del núcleo, o mediante la absorción, donde el protón queda atrapado en el núcleo. Esto resulta en una reducción significativa de la energía del protón, lo que lo lleva a detenerse en una distancia relativamente corta[60].

3.18.5. Blindaje para neutrones

Los neutrones carecen de carga eléctrica, por lo tanto, son partículas que producen ionización indirectamente ionizante, así mismo no producen radiación de frenado. El proceso predominante de los neutrones con la materia es la producción de reacciones nucleares. A diferencia de las partículas cargadas y la radiación electromagnética, los blindajes que se utilizan para neutrones son más complejos. Inicialmente para diseñar un blindaje para neutrones siempre se deberá tener en cuenta que estos se encuentran en la mayoría de los casos en la categoría de neutrones rápidos (10 keV a 10 MeV), por lo tanto, es importante en primera instancia termalizarlos (<0.4 eV). Si un núcleo estable absorbe un neutrón, se pueden emitir partículas alfa, beta o fotones, lo que conlleva a un posible riesgo potencial. Un blindaje eficiente para neutrones rápidos deberá disminuir su velocidad (termalizar) y luego considerar que estos se absorban sin emitir algún tipo de partícula secundaria. Los materiales adecuados son aquellos que en su estructura contienen núcleos muy próximos a la masa del neutrón, es decir aquellos materiales ricos en hidrógeno tales como el agua, la parafina, el hormigón o el polietileno. Una vez que los neutrones han reducido su energía se pueden utilizar materiales como el boro o el cadmio que son muy eficientes para absorber neutrones lentos. Al igual que la radiación electromagnética, la atenuación de los neutrones se puede calcular mediante:

$$I = I_0 e^{-\sigma N x} \quad (3.50)$$

Donde:

σ = sección eficaz microscópica (barns).

N = número de átomos absorbentes (átomos/cm³).

Σ = sección eficaz macroscópica (barn).

I_0 = Intensidad inicial del haz de neutrones.

x = espesor del material (cm).

Fluencia de neutrones

Cuando se diseña un blindaje es importante determinar el flujo en el punto de interés. De manera similar a un comportamiento de una fuente puntual isotrópica gamma monoenergéticos, la medición de flujo en haces de neutrones para fuentes puntuales que emiten S neutrones por segundo a una distancia r está dado por:

$$\varphi = \frac{d\phi}{dt} = \frac{S(n/s)}{4\pi r^2} \quad (3.51)$$

Donde:

φ = fluencia de neutrones ($n/cm^2 - s$).

s = flujo de la fuente (n/s).

r = distancia de la fuente al punto de interés (cm^2).

Relación del flujo con el equivalente de dosis

Una vez estimado el flujo de neutrones incidente en un punto de interés, hay que conocer la relación entre el equivalente de dosis y el flujo de neutrones a diversas energías. El equivalente de dosis efectivo por unidad de fluencia de neutrones monoenergéticos incidentes en varias geometrías se puede obtener utilizando los coeficientes de conversión de la ICRP para uso en protección radiológica que a su vez están basados en un modelo computacional antropomórfico del hombre de referencia.

Sección eficaz de remoción

La sección eficaz de remoción es un término que se utiliza para calcular la atenuación de los neutrones rápidos y es aproximadamente tres cuartas partes de la sección eficaz total a 8 MeV, con la excepción del hidrógeno que su fracción es mayor. La sección eficaz de remoción macroscópica de un material que contiene varios elementos puede calcularse mediante la suma de cada elemento. La sección eficaz de remoción cambia de un elemento a otro, esto se debe a la probabilidad con la que un neutrón incidente puede interactuar con un núcleo en un medio o en un material específico[61, 27]. La variación que experimenta un flujo de neutrones al atravesar un espesor x de un material con una sección eficaz σ y densidad atómica por unidad de volumen es:

$$\Sigma = N\sigma \quad (3.52)$$

Donde:

N = número de átomos para cada elemento por (cm^3).

σ = sección eficaz del elemento (cm^2).

Las secciones eficaces de remoción se complican a medida que el material contiene mayor cantidad de material hidrogenado en su estructura con el objetivo de termalizar los neutrones incidentes[27]. La sección eficaz total de remoción puede obtenerse mediante:

$$\Sigma_T = \left(\frac{\Sigma_1}{\rho}\right) \rho_1 + \left(\frac{\Sigma_2}{\rho}\right) \rho_2 + \dots + \left(\frac{\Sigma_n}{\rho}\right) \rho_n \quad (3.53)$$

3.18.6. Clasificación de áreas

En el contexto de la seguridad radiológica, las zonas dentro de una instalación se clasifican en 'controladas' y 'no controladas' en función de los niveles de radiación y los riesgos a los que está expuesto el personal, todo esto está estipulado en el RGSR.

Una zona controlada es aquella sujeta a supervisión y controles especiales con el propósito de garantizar la protección radiológica. Dentro de esta zona se establecen subcategorías basadas en los niveles de radiación. Estas incluyen la **zona de radiación**, accesible únicamente al personal ocupacionalmente expuesto, donde el equivalente de dosis a cuerpo entero puede superar 0.05 mSv en una hora o 1 mSv en cinco días consecutivos; la **zona de alta radiación**, donde el equivalente de dosis puede superar 1 mSv en una hora; y la **zona de material radiactivo suspendido en aire**, que se subdivide en áreas donde la concentración de material radiactivo es superior a los niveles establecidos y que pueden o no estar ocupadas regularmente por el personal. Además, los almacenes y talleres que manipulan material radiactivo, así como las áreas de lavandería de ropa contaminada, deben ubicarse dentro de esta zona controlada.

Por otro lado, una zona no controlada es aquella fuera del control directo del permisionario, donde los niveles de radiación deben mantenerse por debajo de los límites autorizados por la autoridad reguladora. Para estas zonas, el permisionario está obligado a calcular los límites derivados de las concentraciones de isótopos radiactivos en

los efluentes, asegurando que no se superen los niveles permitidos para la protección del público[22].

3.19. Método Monte Carlo

Las técnicas computacionales más utilizadas se basan en el método de Monte Carlo. Este método en general, proporciona un marco de trabajo computacional para la resolución de problemas de transporte de radiación. El método de Monte Carlo se fundamenta en el uso de un muestreo aleatorio para resolver la ecuación de Boltzmann. Es una de las herramientas más útiles para evaluar los peligros de la radiación en geometrías realistas que, en general, no se pueden modelar fácilmente mediante técnicas analíticas. El cálculo avanza construyendo una serie de trayectorias, en las que cada segmento se elige de manera aleatoria a partir de una distribución de procesos posibles. Mediante este enfoque, los valores de energía, dirección y longitud de trayectoria se seleccionan al azar de distribuciones de probabilidad. Así, esta técnica permite rastrear las interacciones de partículas individuales mientras atraviesan la materia y obtener distribuciones de diferentes cantidades físicas deseadas, siguiendo un gran número de historias de partículas. La historia de la partícula se establece a onedida que atraviesa el blindaje, mientras experimenta diversas interacciones, y finaliza cuando la partícula es absorbida, sale de la región de interés o pierde energía de forma significativa.

A pesar de contar con computadoras digitales de alta velocidad y códigos generales de Monte Carlo que permiten calcular el transporte de radiación en geometrías complejas, este método sigue demandando una gran cantidad de tiempo de procesamiento en los equipos[36].

3.19.1. Aplicación del método Monte Carlo en el transporte de partículas

La tarea de describir con precisión las radiaciones y sus interacciones con los materiales de blindaje, particularmente en geometrías complejas, pertenece a la teoría del transporte, que forma parte de la mecánica estadística. Para obtener soluciones aproximadas a este tipo de problemas, especialmente en situaciones de bajas energías o geometrías sencillas, se utilizan diversos métodos, como el análisis de rayos. Algunas de las técnicas y conceptos empleados en estos enfoques simplificados incluyen el

aumento de radiación, la teoría de difusión, secciones transversales de remoción, así como el albedo de radiación y su importancia.

Actualmente, el método predominante para resolver problemas de transporte de radiación en el diseño de blindajes de aceleradores es el uso de técnicas de Monte Carlo. Sin embargo, los métodos analíticos siguen siendo relevantes para proporcionar una comprensión más profunda de la cantidad de radiación que llega a un lugar determinado[36].

3.19.2. TOPAS

TOPAS es una herramienta de simulación basada en el código Geant4, que permite realizar cálculos detallados mediante el método de Monte Carlo, ampliamente utilizada en investigaciones relacionadas con la radioterapia y física médica. Este software facilita la modelación de diferentes tipos de tratamiento, geometrías complejas de pacientes y dispositivos médicos, así como la evaluación de parámetros críticos como la dosis absorbida, fluencia, y distribución energética en un entorno tridimensional e incluso cuatridimensional (considerando cambios en el tiempo).

En el cálculo de blindajes TOPAS puede ser muy útil, ya que permite simular la producción y propagación de partículas cargadas, neutrones y fotones generados durante la operación del acelerador. Mediante estas simulaciones, se puede determinar con precisión cómo interactúan estas partículas con los materiales de blindaje, esto permite garantizar que los niveles de radiación en el exterior del búnker se mantengan dentro de los límites seguros establecidos por las normativas. Esto resulta fundamental para garantizar la seguridad tanto de los operadores del acelerador como del público en general. Además, TOPAS permite evaluar la efectividad del blindaje ante diferentes configuraciones del acelerador, ofreciendo una herramienta poderosa y flexible para diseñar sistemas de protección radiológica eficientes[62].

Capítulo 4

Pregunta de investigación, hipótesis y objetivos

4.1. Pregunta de investigación

¿El búnker actual de la Unidad Ciclotrón & Radiofarmacia del INCAN cumplirá con el blindaje suficiente para incluir en la licencia la producción de los radionúclidos ^{64}Cu , ^{68}Ga y ^{89}Zr ?

4.2. Hipótesis

El Instituto Nacional de Cancerología (INCan) cuenta con autorización para la producción de hasta 10 Ci de ^{18}F como actividad máxima permitida en la Unidad Ciclotrón & Radiofarmacia (UC&R). El blindaje del búnker está diseñado para cumplir con los límites permitidos por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) para esta actividad de ^{18}F . El INCan no tiene licenciamiento (autorización) para producir ningún otro radionúclido. Se pretende producir actividades máximas de 225 mCi para ^{68}Ga , 400 mCi para ^{64}Cu y 50 mCi para ^{89}Zr , y el blindaje actual del búnker en la UC&R del INCan es adecuado y seguro para este fin. La memoria analítica que se elaborará respaldada por los cálculos correspondientes demostrará la idoneidad del búnker actual para la producción de los tres nuevos radionúclidos proyectados, en las actividades máximas planificadas.

4.3. Objetivos.

General

Calcular el equivalente de tasa de dosis en puntos de interés tras el blindaje actual de la Unidad Ciclotrón & Radiofarmacia del INCAN, que se generaría durante la producción de actividades máximas de 225 mCi para ^{68}Ga , 400 mCi para ^{64}Cu y 50 mCi para ^{89}Zr en un acelerador Cyclone Kiube 100, utilizando el formalismo matemático adecuado para incorporar dicho cálculo a la memoria analítica de cálculo de blindajes requerida en la CNSNS para su revisión, evaluación y autorización de la producción de los tres nuevos radionúclidos mencionados.

Específicos.

1. Extraer de las guías técnicas y documentación del fabricante datos de importancia para realizar los cálculos.
2. Realizar el cálculo de tasa de equivalente de dosis de acuerdo con las características de producción de cada radionúclido.
3. Comparar la tasa de equivalente de dosis calculada con los límites establecidos por las recomendaciones nacionales e internacionales.
4. IV. Elaborar la memoria analítica de cálculo de blindajes para ^{68}Ga , ^{64}Cu y ^{89}Zr .

Capítulo 5

Materiales

Para llevar a cabo este proyecto, se hizo uso de las instalaciones del Instituto Nacional de Cancerología (INCan), un centro de referencia en la investigación y tratamiento del cáncer en México. Este proyecto está basado en las normativas mexicanas vigentes y en el RGSR así como en el método para el cálculo de blindajes detallado en el NCRP Reporte No. 144 el cual proporciona una base sólida para la protección contra la radiación en instalaciones con aceleradores de partículas, y garantiza que el diseño del blindaje cumpla con los estándares nacionales e internacionales.

En los cálculos realizados se utilizaron los coeficientes de conversión reportados en el ICRU Reporte 74 para transformar la fluencia de neutrones y fotones gamma en equivalente de dosis, facilitando entonces la evaluación de las tasas de dosis en diversos puntos de la instalación. Las recomendaciones internacionales sobre los límites de dosis emitidas por la ICRP en sus publicaciones 26 y 60 también fueron clave en la definición de parámetros de seguridad, asegurando que los trabajadores ocupacionalmente expuestos y el público en general estuvieran adecuadamente protegidos.

En cuanto a las herramientas computacionales se utilizó TOPAS basado en Geant4 para el modelado y simulación del transporte de partículas y la interacción de la radiación con el entorno. Esta plataforma permitió modelar y calcular el comportamiento de las partículas que impactan en un blanco de manera precisa.

Capítulo 6

Metodología

El esquema general de trabajo llevado a cabo en el proyecto es el siguiente:

1. Definición de los puntos de interés dentro de la instalación donde se determinaron los equivalentes de dosis. Estos puntos son los que mejor indican si el blindaje actual del búnker ofrece la seguridad deseada durante la producción de los nuevos radionúclidos. Estos puntos se denotaron como P1, P2, P3, P4. Se determinaron las distancias de referencia y las distancias experimentales necesarias para realizar los cálculos.
2. Cálculo del equivalente de dosis en estos puntos. El cálculo se realizó de manera analítica utilizando la ecuación $H_r = \left(\frac{r_0}{r}\right)^2 \left[H_\eta \times 10^{\frac{-x}{TVL_\eta}} + H_g \times 10^{\frac{-x}{TVL_g}} \right]$. En dicha ecuación, los valores r_0 y r se midieron a partir de la geometría de la instalación (punto anterior), y los valores TVL_η y TVL_g utilizados son los reportados para el material de construcción utilizado en el búnker. Los valores H_η y H_g se calcularon por dos vías distintas:
 - Los valores H_η y H_g utilizados fueron proporcionados por el fabricante. El fabricante, sin embargo, no proporcionó el método o procedimiento a partir del cual se calcularon.
 - Los valores H_η y H_g fueron calculados mediante simulación Monte Carlo con TOPAS. Primero se obtuvieron los valores de los rendimientos de neutrones y fotones simulando las reacciones nucleares a llevarse a cabo en las condiciones a utilizarse. Una vez conocidos los rendimientos, las dosis ambientales se calcularon utilizando los valores reportados por ICRU.
3. Cálculo por simulación Monte Carlo de los equivalentes de dosis en los puntos de interés. Una vez más se simuló la reacción dentro de la geometría del

ciclotrón y búnker, y se calculó el equivalente de dosis a partir del número de neutrones que lograban escapar de ciclotrón y llegar a los puntos de interés P1, P2, P3, P4. En esta simulación se tuvo en cuenta, una geometría en forma de muñeca Matrioshka, utilizando cubos anidados. Las principales librerías utilizadas, fueron: g4decay, g4em-standard_opt3, g4h-elastic y g4hadronic. El haz se configuró como un haz monoenergético de protones de 14 o 15 MeV, con una distribución gaussiana y un área de impacto total de 3.14cm^2 . Se consideraron un número de historias de 110^7 . Finalmente fueron utilizados contadores, para poder contar las interacciones deseadas.

4. Los equivalentes de dosis obtenidos por las tres vías (dos utilizando la forma analítica y una con la simulación) fueron comparados entre sí y además comparados con los límites establecidos por las regulaciones nacionales e internacionales.

A continuación se describe la metodología anterior en detalle.

6.1. Definición de los puntos de interés dentro de la instalación donde se determinaron los equivalentes de dosis

Para el cálculo de la tasa del equivalente de dosis en los puntos de interés hay que considerar que el búnker de la UC&R del INCAN es el mismo que estaba desde el anterior ciclotrón. Las figuras 6.1 y 6.1 muestran los planos arquitectónicos en planta y lateral del mismo. Las paredes del búnker en los planos se identificaron con las letras A, B, C y D (Figura 6.1). El mismo es subterráneo, lo cual influye significativamente en la disminución de la radiación, ya que, 3 de las 4 paredes (paredes B, C y D), además del concreto utilizado en la construcción colindan con el terreno natural subterráneo que sirve como blindaje extra para atenuar la radiación.

Para fines del cálculo del equivalente de tasas de dosis todas las paredes se consideraron barreras primarias. La pared A separa al búnker del cuarto técnico, y tiene un grosor de 2 m de ancho. Las paredes restantes (B, C y D) tienen un grosor de 0.8 m. La losa del techo del búnker tiene un grosor de 1.90 m, y colinda con una explanada y corredor públicos situados en el piso superior. Los puntos críticos elegidos donde la exposición debe ser mínima, tanto para POE como para el público general durante

la producción de ^{64}Cu , ^{68}Ga , and ^{89}Zr . son los puntos P1, P2, P3 y P4, señalados en las figuras 6.1 y 6.2.

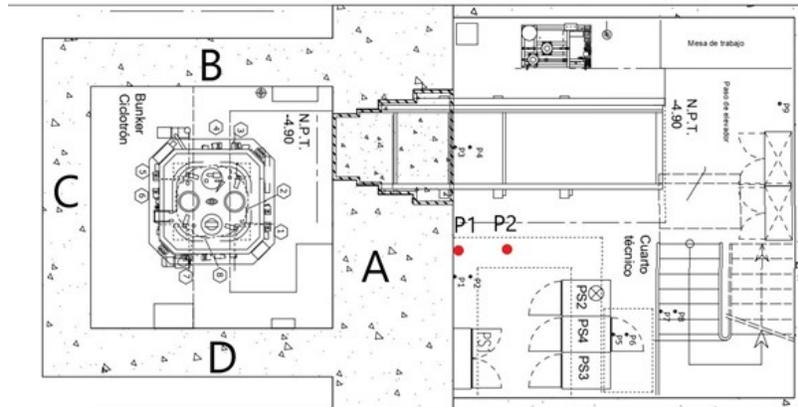


Figura 6.1: Plano arquitectónico en planta de la UC&R del INCan.

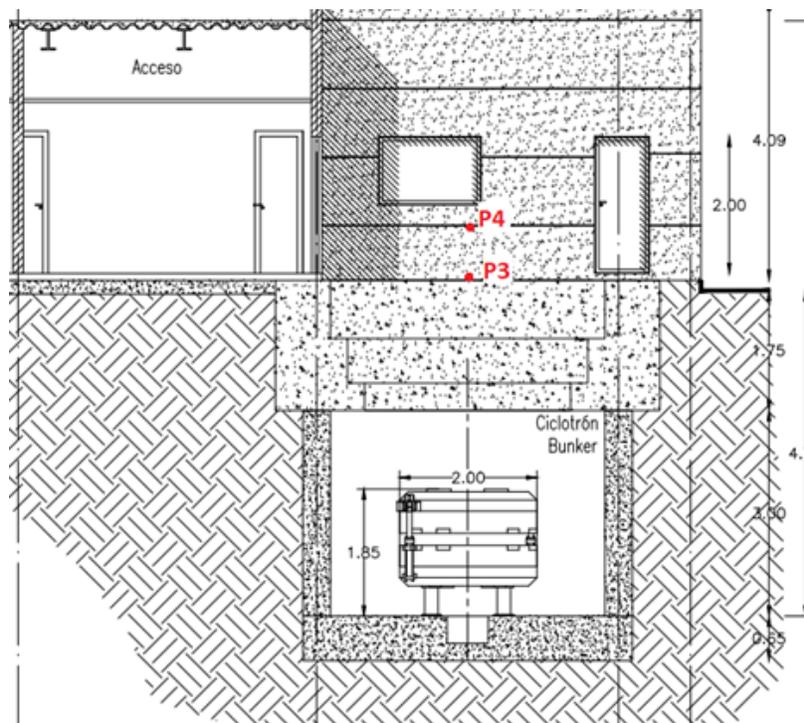


Figura 6.2: Plano arquitectónico en corte del búnker de la UC&R del INCan.

El punto P1 (Figura 6.1) se encuentra tras una pared de 2 m del búnker (pared A) en el cuarto técnico. El punto P2 (Figura 6.1) se encuentra en la misma dirección que P1 solo que a 30 cm más alejado de la fuente de radiación (ciclotrón). Se escogieron estos puntos de manera que, si una persona está en contacto con la pared (P1) se considera que la tasa de dosis equivalente que recibe es “a contacto” y “a cuerpo entero”. Estos

dos puntos, P1 y P2, se encuentran en una zona controlada; por lo que los límites permitidos son los establecidos para POE.

Los puntos P3 y P4 (Figura 6.2), están directamente arriba (en el piso superior) de la fuente de radiación (ciclotrón). La colindancia con el techo es una importante, ya que estos puntos P3 y P4 se localizan en un pasillo fuera de la UC&R. El punto P3 toma en consideración el contacto directo, apenas pasado el blindaje del techo, mientras que el punto P4 está 30 cm más arriba, considerando la irradiación que recibirían las gónadas de una persona parada en ese punto. P3 y P4, se encuentran en una zona no controlada; por lo que los límites permitidos son los establecidos para Público.

Los niveles de equivalente de dosis máximos permitidos tras pasar el blindaje, o sea tras las paredes, piso y techo del búnker para los puntos P1, P2, P3 y P4 se muestran en la tabla 6.1.

Pared	Barrera	Límite de dosis máximo	Espesor (cm)	Material
Muro Noreste. ZONA CONTROLADA (A). Colindancia con Cuarto técnico.	Barrera primaria	10 mSv/h	200	Concreto Estándar Portland.
Muro Sureste. ZONA NO CONTROLADA (D). Colindancia con terreno natural		0.5 mSv/h	80	
Muro Noroeste. ZONA NO CONTROLADA (B). Colindancia con terreno natural		0.5 mSv/h	80	
Muro Suroeste. ZONA NO CONTROLADA (C). Colindancia con terreno natural		0.5 mSv/h	80	
Piso. ZONA NO CONTROLADA. Colindancia con terreno natural		0.5 mSv/h	80	
Techo. ZONA NO CONTROLADA. Colindancia con explanada de la UC&R		0.5 mSv/h	120	

Tabla 6.1: Información de los muros del búnker de la UC&R.

El búnker tiene unas dimensiones interiores de 400 cm x 400 cm, formando un cuadrado. El centro de este cuadrado en el suelo se designó como “origen de coordenadas” con coordenadas (0, 0, 0). El eje x positivo está orientado hacia la pared A, el eje y positivo hacia la pared B y el eje z positivo hacia el techo. La altura de referencia para los puntos de medición P1 y P2 se fijó a 100 cm por encima del centro de este cuadrado, correspondiente a la altura a la que se produce la reacción nuclear. El punto de referencia para los puntos P1 y P2 para todos los cálculos se sitúa en las coordenadas

(100, 0, 100), y P1 y P2 se sitúan en la zona controlada adyacente (sala técnica) en las coordenadas (400, 0, 100) y (430, 0, 100) respectivamente, es decir, a distancias (r) de 300 cm y 330 cm de su punto de referencia ($r_0 = 100$ cm), respectivamente. El desplazamiento desde el punto de referencia se produce únicamente a lo largo del eje x.

La altura de referencia para los puntos P3 y P4 se fijó en 150 cm, para tener en cuenta sus posiciones por encima de la reacción nuclear y el ciclotrón. El punto de referencia para P3 y P4, para todos los cálculos se encuentra en las coordenadas (0, 0, 150), y P3 y P4 se encuentran en una zona no controlada, en el suelo por encima del búnker en las coordenadas (0, 0, 490) y (0, 0, 520) respectivamente, esto significa a distancias (r) de 340 cm y 370 cm de su punto de referencia ($r_0 = 150$ cm), respectivamente. El desplazamiento desde el punto de referencia se produce únicamente a lo largo del eje z.

6.2. Tasa de equivalente de dosis en los puntos de referencia r_0 de los puntos críticos P1, P2, P3 y P4

Para calcular la tasa de equivalente de dosis a la distancia r de los puntos P1, P2, P3 y P4, o sea el valor Hr en cada punto, primero se requiere conocer la tasa de equivalente de dosis en el punto de referencia, o sea a la distancia r_0 . Esta tasa en este punto r_0 está compuesta por una tasa de equivalente debida neutrones, H_η ; y otra debida a fotones gamma, H_g . Describiremos a continuación las diferentes fuentes de las que se obtuvieron estos valores de H_η y H_g .

6.2.1. H_η y H_g suministrados directamente por el fabricante

La primera fuente por la que se obtuvieron dichos valores fue directamente del fabricante. La tabla 6.2 muestra los valores brindados por IBA, aunque el fabricante no proporcionó el método o procedimiento a partir del cual se calcularon.

	Puntos críticos P1 y P2: Distancia de referencia: ($r_0 = 100$ cm) Distancias r (P1) = 300 cm y r (P2) = 330 cm		Puntos críticos P3 y P4: Distancia de referencia: ($r_0 = 150$ cm) Distancias r (P3) = 340 cm y r (P4) = 370 cm	
Radionúclido producido	$H_\eta(\mu Svs^{-1})$	$H_g(\mu Svs^{-1})$	$H_\eta(\mu Svs^{-1})$	$H_g(\mu Svs^{-1})$
^{64}Cu	1.657×10^6	1.015×10^5	1.44×10^6	8.244×10^4
^{68}Ga	6.862×10^6	6.3×10^5	1.5×10^5	2.2×10^4
^{89}Zr	3.812×10^6	3.5×10^5	8.33×10^4	1.22×10^4

Tabla 6.2: Tasas de equivalentes de dosis debidas a neutrones (H_η) y fotones (H_g) en los puntos de referencia, proporcionados por el fabricante del ciclotrón (IBA).

6.2.2. H_η y H_g calculados a partir de rendimientos reportados por el fabricante

Los valores de H_η y H_g se pueden calcular a partir de las ecuaciones:

$$H_\eta = \phi_{\eta,r_0} \times \frac{H_{(*10)}}{\phi_\eta} \quad (6.1)$$

$$H_g = \phi_{\gamma,r_0} \times \frac{H_{(*10)}}{\phi_\gamma} \quad (6.2)$$

Los factores $\frac{H_{(*10)}}{\phi_\eta}$ y $\frac{H_{(*10)}}{\phi_\gamma}$ son conocidos como coeficientes de conversión de flujo de neutrones y flujo de fotones respectivamente a tasa de dosis ambiental H_{*10} , y se encuentran en las tablas 6.3, y 6.4 reportados en el reporte ICRP74 [63]. Los factores de conversión reportados en las tablas son dependientes de la energía del neutrón (tabla 3) y del fotón gamma (tabla 4). En este caso la energía máxima de los neutrones se toma como 15 MeV, y la de los fotones 10 MeV para las reacciones $^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$, $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$ y $^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$, respectivamente.

El cálculo del flujo de neutrones ϕ_{η,r_0} y de fotones ϕ_{γ,r_0} [partículas/ cm^2s] a la distancia r_0 se realiza utilizando la ecuación:

$$\phi_{x,r} = \frac{Y \cdot \varphi_p \cdot n_y}{4\pi r^2} \quad (6.3)$$

donde x puede ser n de neutrones o γ de fotones, según el cálculo que se esté realizando; r es la distancia de referencia para cada punto de interés (en este caso $r = r_0$); φ_p es flujo de protones incidente en el blanco [p/s]; n_y es el rendimiento n/p ó γ/p de la reacción, respectivamente; $Y = 1$ (se produce un neutrón en cada reacción

nuclear).

Energy (MeV)	$H^*(10)\phi$	$H_{\text{rad}}(10,0^\circ)\phi$	$H_{\text{rad}}(10,15^\circ)\phi$	$H_{\text{rad}}(10,30^\circ)\phi$	$H_{\text{rad}}(10,45^\circ)\phi$	$H_{\text{rad}}(10,60^\circ)\phi$	$H_{\text{rad}}(10,75^\circ)\phi$
1.00×10^{-9}	6.60	8.19	7.64	6.57	4.23	2.61	1.13
1.00×10^{-8}	9.00	9.97	9.35	7.90	5.38	3.37	1.50
2.53×10^{-8}	10.6	11.4	10.6	9.11	6.61	4.04	1.73
1.00×10^{-7}	12.9	12.6	11.7	10.3	7.84	4.70	1.94
2.00×10^{-7}	13.5	13.5	12.6	11.1	8.73	5.21	2.12
5.00×10^{-7}	13.6	14.2	13.5	11.8	9.40	5.65	2.31
1.00×10^{-6}	13.3	14.4	13.9	12.0	9.56	5.82	2.40
2.00×10^{-6}	12.9	14.3	14.0	11.9	9.49	5.85	2.46
5.00×10^{-6}	12.0	13.8	13.9	11.5	9.11	5.71	2.48
1.00×10^{-5}	11.3	13.2	13.4	11.0	8.65	5.47	2.44
2.00×10^{-5}	10.6	12.4	12.6	10.4	8.10	5.14	2.35
5.00×10^{-5}	9.90	11.2	11.2	9.42	7.32	4.57	2.16
1.00×10^{-4}	9.40	10.3	9.85	8.64	6.74	4.10	1.99
2.00×10^{-4}	8.90	9.84	9.41	8.22	6.21	3.91	1.83
5.00×10^{-4}	8.30	9.34	8.66	7.66	5.67	3.58	1.68
1.00×10^{-3}	7.90	8.78	8.20	7.29	5.43	3.46	1.66
2.00×10^{-3}	7.70	8.72	8.22	7.27	5.43	3.46	1.67
5.00×10^{-3}	8.00	9.36	8.79	7.46	5.71	3.59	1.69
1.00×10^{-2}	10.5	11.2	10.8	9.18	7.09	4.32	1.77
2.00×10^{-2}	16.6	17.1	17.0	14.6	11.6	6.64	2.11
3.00×10^{-2}	23.7	24.9	24.1	21.3	16.7	9.81	2.85
5.00×10^{-2}	41.1	39.0	36.0	34.4	27.5	16.7	4.78
7.00×10^{-2}	60.0	59.0	55.8	52.6	42.9	27.3	8.10
1.00×10^{-1}	88.0	90.6	87.8	81.3	67.1	44.6	13.7
1.50×10^{-1}	132	139	137	126	106	73.3	24.2
2.00×10^{-1}	170	180	179	166	141	100	35.5
3.00×10^{-1}	233	246	244	232	201	149	58.5
5.00×10^{-1}	322	335	330	326	291	226	102
7.00×10^{-1}	375	386	379	382	348	279	139
9.00×10^{-1}	400	414	407	415	383	317	171
1.00×10^0	416	422	416	426	395	332	180
1.20×10^0	425	433	427	440	412	355	210
2.00×10^0	420	442	438	457	439	402	274
3.00×10^0	412	431	429	449	440	412	306
4.00×10^0	408	422	421	440	435	409	320
5.00×10^0	405	420	418	437	435	409	331
6.00×10^0	400	423	422	440	439	414	345
7.00×10^0	405	432	432	449	448	425	361
8.00×10^0	409	445	445	462	460	440	379
9.00×10^0	420	461	462	478	476	458	399
1.00×10^1	440	480	481	497	493	480	421
1.20×10^1	480	517	519	536	529	523	464
1.40×10^1	520	550	552	570	561	562	503
1.50×10^1	540	564	565	584	575	579	520
1.60×10^1	555	576	577	597	588	593	535
1.80×10^1	570	595	593	617	609	615	561
2.00×10^1	600	600	595	619	615	619	570
3.00×10^1	515	na ^a	na	na	na	na	na ^a
5.00×10^1	400	na	na	na	na	na	na
7.50×10^1	330	na	na	na	na	na	na
1.00×10^2	285	na	na	na	na	na	na
1.25×10^2	260	na	na	na	na	na	na
1.50×10^2	245	na	na	na	na	na	na
1.75×10^2	250	na	na	na	na	na	na
2.01×10^2	260	na	na	na	na	na	na

Tabla 6.3: Coeficientes de conversión de fluencia de neutrones a tasa de dosis ambiental $H^*(10)$.

Photon energy (MeV)	$H^*(10)/K_a$ (Sv/Gy)	$H'(0.07,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	K_a/Φ (pGy cm ²)	$H^*(10)/\Phi$ (pSv cm ²)	$H'(0.07,0^\circ)/\Phi$ (pSv cm ²)
0.010	0.008	0.95	7.60	0.061	7.20
0.015	0.26	0.99	3.21	0.83	3.19
0.020	0.61	1.05	1.73	1.05	1.81
0.030	1.10	1.22	0.739	0.81	0.90
0.040	1.47	1.41	0.438	0.64	0.62
0.050	1.67	1.53	0.328	0.55	0.50
0.060	1.74	1.59	0.292	0.51	0.47
0.080	1.72	1.61	0.308	0.53	0.49
0.100	1.65	1.55	0.372	0.61	0.58
0.150	1.49	1.42	0.600	0.89	0.85
0.200	1.40	1.34	0.856	1.20	1.15
0.300	1.31	1.31	1.38	1.80	1.80
0.400	1.26	1.26	1.89	2.38	2.38
0.500	1.23	1.23	2.38	2.93	2.93
0.600	1.21	1.21	2.84	3.44	3.44
0.800	1.19	1.19	3.69	4.38	4.38
1	1.17	1.17	4.47	5.20	5.20
1.5	1.15	1.15	6.12	6.90	6.90
2	1.14	1.14	7.51	8.60	8.60
3	1.13	1.13	9.89	11.1	11.1
4	1.12	1.12	12.0	13.4	13.4
5	1.11	1.11	13.9	15.5	15.5
6	1.11	1.11	15.8	17.6	17.6
8	1.11	1.11	19.5	21.6	21.6
10	1.10	1.10	23.2	25.6	25.6

Tabla 6.4: Coeficientes de conversión de fluencia de fotones gamma a tasa de dosis ambiental $H^*(10)$.

En la ecuación 6.3, φ_p se calcula como: $\varphi_p = I_p/A$, donde; I_p es el flujo de protones [p/s] que incide en el material blanco; y A es el área del blanco que está siendo impactado por el flujo de protones. El flujo de protones I_p se calcula a partir de la ecuación: $I_p = I/Q$, donde; I es la corriente del haz de protones [$Ampere = C/s$]; y Q es la carga elemental del protón [C]. La corriente a utilizar en el ciclotrón Cyclone Kiube 100 es de $40 \mu A$ para las tres reacciones de interés, y la carga del protón es $1.6 \times 10^{-19} C$. Considerando que es haz de protones tiene forma cilíndrica, el área del blanco impactada por el haz es un círculo de radio 1 cm. Por tanto, el área impactada en los tres casos era $A = \pi \times r^2 = 3.141 cm^2$.

Finalmente, los valores de n_y (rendimiento n/p y γ/p , respectivamente) se obtuvieron del documento “Shielding Desing for Kiube Standard Bunker” [19], elaborado por IBA, y se muestran en la tabla 6.5.

Rendimientos totales	n/p	γ/p
$^{18}\text{O}(p,xn)$	$6.95 \cdot 10^{-3}$	$8.30 \cdot 10^{-3}$
$^{14}\text{N}(p,xn)$	$0.38 \cdot 10^{-3}$	$9.20 \cdot 10^{-3}$
$^{64}\text{Ni}(p,xn)$	$4.40 \cdot 10^{-3}$	$9.78 \cdot 10^{-3}$
$^{123}\text{Te}(p,xn)$	$4.24 \cdot 10^{-3}$	$9.17 \cdot 10^{-3}$
$^{124}\text{Te}(p,xn)$	$4.41 \cdot 10^{-3}$	$10.31 \cdot 10^{-3}$
$^{89}\text{Y}(p,xn)$	$4.40 \cdot 10^{-3}$	$9.02 \cdot 10^{-3}$
$^{100}\text{Mo}(p,xn)$	$6.43 \cdot 10^{-3}$	$9.72 \cdot 10^{-3}$

Tabla 6.5: Rendimientos n/p y γ/p para la irradiación de diversos blancos obtenidos por IBA, modificado de [19].

Es importante destacar que a pesar de que IBA comparte estos valores para los compradores de sus productos, no divulga cómo se llega a estos resultados. En la tabla se muestran los rendimientos obtenidos en las reacciones $^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$ y $^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$, considerando el valor de $x = 1$. Sin embargo, no muestra los valores para el caso de la reacción $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$. Por tanto, en este caso se obtuvieron los valores H_η y H_g durante la producción de ^{64}Cu y ^{89}Zr , pero no para el caso de la producción de ^{68}Ga .

6.2.3. H_η calculado a partir de consideraciones teóricas

En las tres reacciones de interés el material blanco son monedas en forma de cilindros de 1.0 cm de diámetro con 0.1 cm de grosor para el caso de las monedas de ^{64}Zn e ^{89}Y ; y de 0.2 cm de grosor para el caso del ^{64}Ni . La moneda se forma al preparar el material blanco por electrodeposición en los discos para este fin. Las características de las monedas (los blancos de cada reacción nuclear) utilizadas en la simulación se muestran en la tabla 6.6.

Material	Número atómico (Z)	Masa Molar ($g \cdot mol^{-1}$)	Densidad ($g \cdot cm^{-3}$) a 25°C	Volumen (cm^3)	Número de átomos (N)
^{64}Ni	28	58.69	8.90	0.6283	5.74×10^{22}
^{68}Zn	30	65.38	7.14	0.3142	2.07×10^{22}
^{89}Y	39	88.91	4.47	0.3142	9.51×10^{21}

Tabla 6.6: Composición de las monedas utilizadas en la simulación y sus propiedades.

El volumen de la moneda de ^{64}Ni , ^{68}Zn e ^{89}Y se calcularon utilizando la ecuación $V = \pi r^2 h$. Para el caso del ^{64}Ni el volumen fue: $V = \pi r^2 h = \pi(1\text{cm})^2(0.2\text{cm}) = 0.6283\text{cm}^3$, mientras que para el ^{68}Zn e ^{89}Y este fue de: $V = \pi r^2 h = \pi(1\text{cm})^2(0.1\text{cm}) = 0.314159\text{cm}^3$.

El valor N del número de átomos fue obtenido para cada radionúclido utilizando la siguiente ecuación:

$$N = \frac{V \cdot \rho N_A}{M_A} \quad (6.4)$$

Donde:

N = número de átomos del blanco

V = volumen del blanco [cm^3]

ρ = densidad del blanco [g/cm^3]

N_A = número de Avogadro = 6.023×10^{23} [átomos/mol]

M_A = masa molar [g/mol]

Conociendo que la energía del haz de protones es de 14 MeV para la producción de ^{64}Cu y de 15 MeV para la producción de ^{68}Ga y ^{89}Zr se encontraron las secciones eficaces correspondientes a las reacciones $^{64}Ni(p,n)^{64}Cu$, $^{68}Zn(p,n)^{68}Ga$ y $^{89}Y(p,n)^{89}Zr$, las cuales están reportadas en las tablas 6.7, 6.8 y 6.9.

Reacciones eficaces recomendadas para la reacción $^{64}Ni(p,n)^{64}Cu$							
Energía (MeV)	Sección Eficaz (mb)	Energía (MeV)	Sección Eficaz (mb)	Energía (MeV)	Sección Eficaz (mb)	Energía (MeV)	Sección Eficaz (mb)
2.6	0.8 ± 0.38	8.5	587.8 ± 46.3	14.5	275.9 ± 20.0	20.5	63.7 ± 5.3
3.0	15.6 ± 1.7	9.0	615.9 ± 46.3	15.0	232.0 ± 17.6	21.0	59.4 ± 4.9
3.5	43.9 ± 4.7	9.5	639.4 ± 48.1	15.5	196.4 ± 14.9	21.5	55.6 ± 4.6
4.0	82.4 ± 8.7	10.0	657.1 ± 49.4	16.0	168.0 ± 13.3	22.0	52.3 ± 4.3
4.5	131.5 ± 14.0	10.5	665.5 ± 50.0	16.5	145.2 ± 11.5	22.5	49.3 ± 4.1
5.0	193.6 ± 18.1	11.0	659.5 ± 49.1	17.0	126.9 ± 10.4	23.0	46.7 ± 3.9
5.5	259.6 ± 24.2	11.5	634.7 ± 47.3	17.5	112.0 ± 9.2	23.5	44.4 ± 3.7
6.0	481.0 ± 39.5	12.0	589.7 ± 42.8	18.0	99.9 ± 8.3	24.0	42.3 ± 3.6
6.5	400.2 ± 32.9	12.5	528.9 ± 38.4	18.5	90.0 ± 7.5	24.5	40.5 ± 3.5
7.0	462.1 ± 37.3	13.0	460.0 ± 32.5	19.0	81.7 ± 6.8	25.0	38.5 ± 3.3
7.5	512.9 ± 41.5	13.5	391.5 ± 27.7	19.5	74.7 ± 6.2		
8.0	554.2 ± 43.6	14.0	329.2 ± 23.9	20.0	68.8 ± 5.7		

Tabla 6.7: Secciones eficaces de producción de la reacción $^{64}Ni(p,n)^{64}Cu$ respecto a la energía del haz reportado por la IAEA, modificado de [14].

Secciones eficaces recomendadas para la reacción $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$							
Energía (MeV)	Sección eficaz (mb)	Energía (MeV)	Sección eficaz (mb)	Energía (MeV)	Sección eficaz (mb)	Energía (MeV)	Sección eficaz (mb)
3.4	0.4 ± 0.4	10.5	830.7 ± 49.4	18.0	182.2 ± 12.2	25.5	47.3 ± 6.2
3.5	3.2 ± 3.2	11.0	863.3 ± 51.3	18.5	158.0 ± 11.4	26.0	45.3 ± 5.9
4.0	42.3 ± 42.3	11.5	877.3 ± 51.4	19.0	138.0 ± 10.0	26.5	43.6 ± 6.3
4.5	108.3 ± 13.6	12.0	868.9 ± 50.9	19.5	121.6 ± 9.5	27.0	42.1 ± 6.1
5.0	180.3 ± 22.7	12.5	836.1 ± 46.5	20.0	108.0 ± 8.5	27.5	40.8 ± 6.6
5.5	246.2 ± 21.1	13.0	781.8 ± 43.5	20.5	96.7 ± 8.2	28.0	39.6 ± 6.4
6.0	307.4 ± 26.4	13.5	711.0 ± 38.7	21.0	87.3 ± 7.4	28.5	38.6 ± 6.8
6.5	368.1 ± 27.6	14.0	631.0 ± 34.3	21.5	79.4 ± 7.3	29.0	37.6 ± 6.7
7.0	428.9 ± 32.1	14.5	549.7 ± 30.9	22.0	72.8 ± 6.7	29.5	36.8 ± 7.1
7.5	489.4 ± 24.7	15.0	472.2 ± 26.5	22.5	67.3 ± 6.7	30.0	36.0 ± 7.0
8.0	550.0 ± 27.8	15.5	402.5 ± 23.9	23.0	62.5 ± 6.2	30.5	35.3 ± 8.2
8.5	610.9 ± 32.6	16.0	341.8 ± 20.3	23.5	58.5 ± 6.3	31.0	34.7 ± 8.1
9.0	671.4 ± 35.9	16.5	290.3 ± 18.2	24.0	55.0 ± 5.9	31.5	34.1 ± 7.9
9.5	730.3 ± 41.6	17.0	247.2 ± 15.5	24.5	52.1 ± 6.1	32.0	33.5 ± 7.8
10.0	784.6 ± 44.7	17.5	211.6 ± 14.1	25.0	49.5 ± 5.8	32.5	33.0 ± 7.7

Tabla 6.8: Secciones eficaces de producción de la reacción $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$ respecto a la energía del haz reportado por la IAEA modificado de [13].

Sección Eficaz recomendada para la reacción $^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$							
Energía (MeV)	Sección eficaz (mb)	Energía (MeV)	Sección eficaz (mb)	Energía (MeV)	Sección eficaz (mb)	Energía (MeV)	Sección eficaz (mb)
3.6	1.3 ± 1.3	13.5	742.3 ± 50.3	23.5	69.5 ± 6.5	33.5	39.3 ± 4.4
4.0	12.7 ± 1.9	14.0	729.8 ± 49.6	24.0	66.0 ± 6.6	34.0	38.6 ± 4.4
4.5	30.3 ± 4.5	14.5	706.1 ± 48.0	24.5	63.0 ± 6.3	34.5	37.9 ± 4.3
5.0	52.8 ± 6.8	15.0	668.4 ± 46.7	25.0	60.4 ± 6.0	35.0	37.3 ± 4.3
5.5	80.9 ± 10.4	15.5	614.9 ± 43.0	25.5	58.1 ± 5.8	35.5	36.7 ± 4.2
6.0	115.8 ± 12.2	16.0	548.2 ± 43.7	26.0	56.1 ± 5.9	36.0	36.1 ± 4.2
6.5	158.3 ± 16.6	16.5	472.9 ± 37.7	26.5	54.3 ± 5.7	36.5	35.5 ± 4.1
7.0	209.1 ± 17.6	17.0	396.6 ± 37.4	27.0	52.7 ± 5.5	37.0	34.9 ± 4.0
7.5	268.0 ± 22.6	17.5	326.8 ± 30.8	27.5	51.2 ± 5.4	37.5	34.4 ± 4.0
8.0	333.8 ± 25.3	18.0	267.0 ± 27.0	28.0	49.8 ± 5.4	38.0	33.9 ± 4.0
8.5	404.0 ± 30.6	18.5	219.1 ± 22.1	28.5	48.6 ± 5.3	38.5	33.3 ± 3.9
9.0	474.7 ± 37.5	19.0	181.8 ± 18.0	29.0	47.4 ± 5.1	39.0	32.9 ± 3.8
9.5	541.5 ± 42.8	19.5	153.3 ± 15.2	29.5	46.3 ± 5.0	39.5	32.4 ± 3.8
10.0	600.9 ± 48.6	20.0	131.7 ± 12.2	30.0	45.2 ± 5.0	40.0	31.9 ± 3.8
10.5	649.9 ± 52.5	20.5	115.0 ± 10.7	30.5	44.3 ± 4.9	40.5	31.5 ± 3.7
11.0	687.8 ± 52.4	21.0	102.2 ± 9.5	31.0	43.3 ± 4.8	41.0	31.0 ± 3.7
11.5	714.9 ± 54.4	21.5	92.5 ± 8.6	31.5	42.5 ± 4.7	41.5	30.6 ± 3.6
12.0	732.7 ± 51.4	22.0	84.9 ± 7.9	32.0	41.6 ± 4.7	42.0	30.2 ± 3.6
12.5	742.8 ± 52.1	22.5	78.7 ± 7.4	32.5	40.8 ± 4.6	42.5	29.8 ± 3.6
13.0	746.0 ± 50.6	23.0	73.7 ± 6.9	33.0	40.0 ± 4.5	43.0	29.4 ± 3.5

Tabla 6.9: Secciones eficaces de producción de la reacción $^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$ respecto a la energía del haz reportado por la IAEA, modificado de [15].

Finalmente, el flujo de neutrones de cada reacción (n,p) de manera teórica se calculó como:

$$\varphi_n = N \cdot \sigma \cdot \varphi_p \quad (6.5)$$

Donde N es el número de átomos del blanco irradiado (ver tabla 6.6), σ es la sección eficaz de la reacción (ver tablas 6.7, 6.8 y 6.9) y φ_p es el flujo de protones que incide en

el blanco (ver sección 6.2.2). Asumiendo que ese flujo de neutrones se emite desde el sitio de la reacción en todas las direcciones (emisión isotrópica), entonces la fluencia de neutrones a la distancia r_0 se puede calcular como:

$$\phi_{x,r} = \frac{\varphi_n}{4\pi r^2} \quad (6.6)$$

Este resultado a su vez tiene que multiplicarse por el coeficiente de conversión de flujo de neutrones a tasa de dosis ambiental $\frac{H_{(*10)}}{\phi_n}$, (ver tabla 6.3), reportada en el reporte ICRP74 [63], para obtener el equivalente de tasa de dosis, $H_\eta = \phi_{n,r_0} \times \frac{H_{(*10)}}{\phi_n}$, como lo indica la ecuación (6.1) (ver sección 6.2.2).

Al dividir ϕ_n/ϕ_p encontramos de manera teórica el rendimiento (n/p) de la reacción. No fue posible calcular de manea teórica el H_g por no contar con un formalismo matemático para ello.

6.2.4. H_η y H_g calculados a partir de rendimientos calculados por simulación Monte Carlo

A partir de una simulación Monte Carlo utilizando la herramienta TOPAS se obtuvieron los rendimientos de neutrones y fotones que se obtienen en cada reacción, y una vez conocidos estos valores se calcularon H_η y H_g utilizando la ecuación 6.3 (sección ??).

Definición de la geometría de trabajo y su composición para la simulación

El material de fabricación del búnker que actualmente existe en el INCAN es el concreto Portland de densidad 2.35 g/cm³. Este mismo material se recomienda por el fabricante IBA para la construcción de búnkeres, y se especifica en el manual “IBA Cyclone KIUBE Site Requirements Guide Vaulted & self-shielded” [17]. Dicho material fue utilizado en la simulación.

La geometría escogida fue sencilla en forma de muñeca Matrioshka, utilizando cubos anidados. Las dimensiones de los cubos, y la composición química de estos comenzando del más externo al más interno es:

- El universo, el cual representa los límites de nuestra simulación, con dimensiones (13.0000 m, 7.8001 m, 10.0000 m).
- El terreno natural con medidas (7.9 m, 7.8 m, 6.7 m). El terreno natural es todo lo que rodea al búnker subterráneo de la UC&R. El mismo se modela como una mezcla de minerales cuya densidad es 1.52 g/cm^3 [20]. La composición química del mismo se muestra en la tabla 6.10

Elemento	Fracción en peso
O	51.37 %
Si	27.11 %
Al	6.85 %
Fe	5.62 %
Ca	5.11 %
K	1.432 %
Mg	1.33 %
Na	0.614 %
Ti	0.4604 %
Mn	0.0715 %

Tabla 6.10: Composición química para el terreno natural en la simulación de TOPAS, obtenido de [20].

- Paredes, piso y techo del búnker de ciclotrón construido con concreto Portland estándar de densidad 2.35 g/cm^3 . Las medidas externas del búnker son (6.9 m, 5.8 m, 5.7 m) y los espesores de cada pared son: paredes B, C, D de 0.8 m, pared A de 2 m, techo de 1.90 m. Los nombres de las paredes se indican en la figura 6.1. La composición química del concreto utilizado se muestra en la tabla 6.11.

Elemento	Fracción en peso
H	1.00 %
C	0.10 %
O	52.91 %
Na	1.60 %
Mg	0.20 %
Al	3.39 %
Si	33.70 %
K	1.30 %
Ca	4.40 %
Fe	1.40 %

Tabla 6.11: Composición química para concreto utilizada en la simulación de TOPAS obtenido de [20]

- La masa de aire dentro del búnker donde se encuentra el ciclotrón con medidas (4.0 m, 4.0 m, 2.9 m). La densidad del aire es $0.0012g/cm^3$, y su composición química se muestra en la tabla 6.12.

Elemento	Fracción en peso
N	75.5 %
O	23.1 %
Ar	1.28 %
C	0.12 %

Tabla 6.12: Composición química del aire (seco), utilizado para la simulación TOPAS, obtenido de [20].

- El ciclotrón Cyclone Kiube 100 con medidas (1.68 m, 1.68 m, 1.70 m), se consideró de constitución de acero con una densidad de $8.027 g/cm^3$. La composición química del material se muestra en la tabla 6.13.

Elemento	Fracción en peso
C	0.15 %
Si	1 %
P	0.045 %
S	0.03 %
Cr	19 %
Mn	2
Fe	67.77 %
Ni	10 %

Tabla 6.13: Composición química del acero utilizado para modelar el ciclotrón, obtenido de las librerías de TOPAS.

- El espacio a vacío donde se lleva a cabo la reacción nuclear dentro del ciclotrón. Este espacio tiene medidas de (5.0 cm, 45 cm, 5.0 cm). La densidad del vacío es 110^{-25} g/cm^3 , y su composición química se muestra en la tabla 6.14.

Elemento	Fracción en peso
N	75.5 %
O	23.1 %
Ar	1.28 %
C	0.12 %

Tabla 6.14: Composición química del vacío utilizado para la cámara donde ocurren las reacciones nucleares, obtenido de las librerías de TOPAS.

- El material blanco se simuló como las monedas en forma de cilindro cuyas dimensiones y composición están reportadas en la tabla 6.6 de la sección 6.2.3.

Las figuras 6.3 y 6.4 muestran las geometrías en planta para los blancos utilizados, y las figuras 6.5 y 6.6 muestran las geometrías vistas en corte que finalmente se definieron en la simulación.

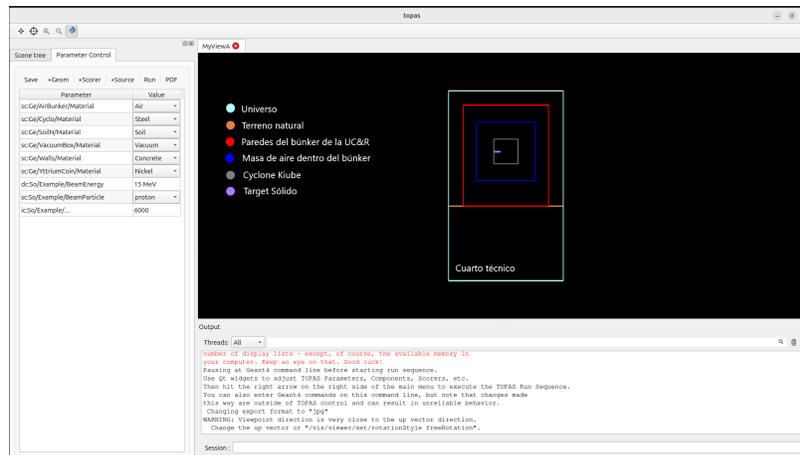


Figura 6.3: Interfaz de TOPAS con las geometrías utilizadas para la simulación de los blancos de ^{64}Cu y ^{89}Zr (vista en planta)

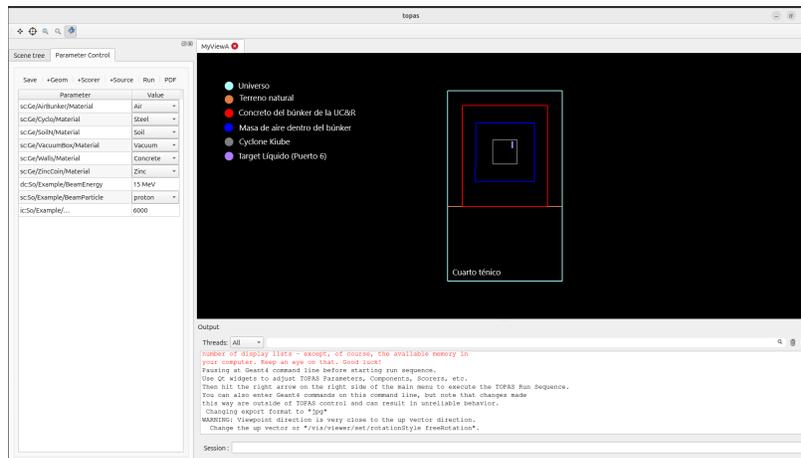


Figura 6.4: Interfaz de TOPAS con las geometrías utilizadas para la simulación del blanco de ^{68}Ga (vista en planta)

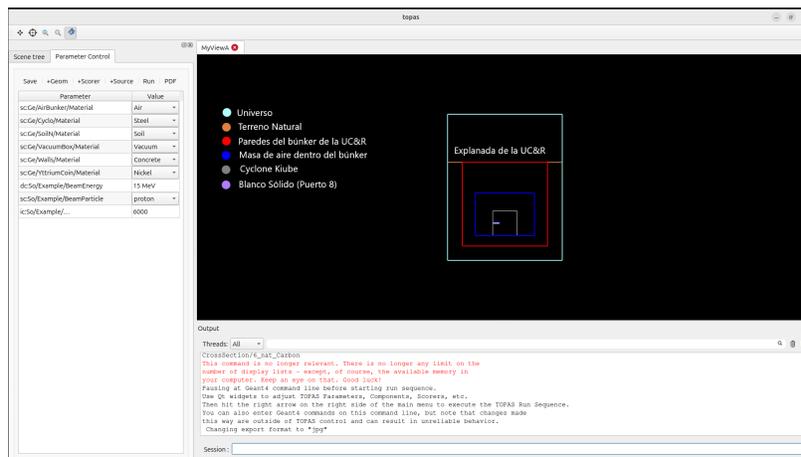


Figura 6.5: Interfaz de TOPAS con las geometrías utilizadas para la simulación de los blancos de ^{64}Cu y ^{89}Zr (vista en corte)

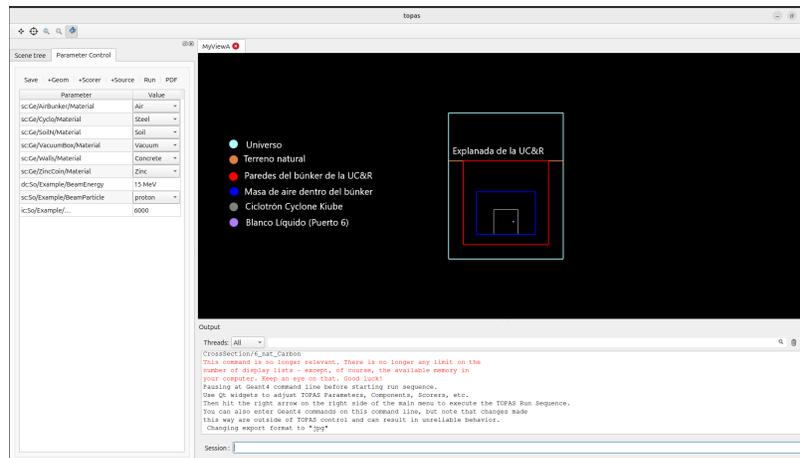


Figura 6.6: Interfaz de TOPAS con las geometrías utilizadas para la simulación del blanco de ^{68}Ga (vista en corte).

Cálculo del rendimiento de neutrones y fotones producidos durante las reacciones nucleares

La simulación se centró en modelar la reacción nuclear específica que ocurre dentro del ciclotrón. La reacción nuclear relevante en los tres casos es del tipo (p, n) , donde un protón es capturado por el núcleo blanco, resultando en la formación de un nuevo núcleo mediante la liberación de un neutrón. Esta simulación tuvo como objetivo principal calcular el rendimiento de neutrones y fotones γ producidos durante las reacciones nucleares.

La ficha técnica “MAX POTENTIAL, MAX CAPACITY”[12], suministrada por el proveedor IBA contiene información importante acerca de la producción de los radionúclidos de interés en el ciclotrón Cyclone Kiube 100 adquirido por el INCan. La Tabla 6.15 muestra resumida esta información, misma que será utilizada en la simulación. Todos los parámetros indicados son los que se utilizarán en la práctica, o se esperan obtener en el INCan en la producción de los radionúclidos de interés.

	^{64}Cu	^{68}Ga	^{89}Zr
Periodo de Semidesintegración	12.7 h	67.8 min	78 h
Reacción nuclear	$^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$	$^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$	$^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$
Material del blanco	Moneda de ^{64}Ni	Moneda de ^{68}Zn	Moneda ^{89}Y
Energía del haz	14 MeV	15 MeV	15 MeV
Corriente del haz	$40 \mu\text{A}$	$40 \mu\text{A}$	$40 \mu\text{A}$
Rendimiento de producción	1.34 ($m\text{Ci}/\mu\text{Ah}$)	11 ($m\text{Ci}/\mu\text{Ah}$)	0.6 ($m\text{Ci}/\mu\text{Ah}$)
Tiempo de irradiación	3h	1h	3h
Actividad máxima solicitada	14.8 GBq(400 mCi)	8.325 GBq (225 mCi)	1.85 GBq (50 mCi)
Sección eficaz a la energía del haz (mb)	329.2 ± 23.9	472.2 ± 26.5	668.4 ± 46.7

Tabla 6.15: Características de producción de los radionúclidos de interés.

El haz de protones (partícula incidente en la reacción) se simuló como un haz monoenergético de 14 o 15 MeV (dependiendo el blanco, ver tabla 11), con un área de impacto de 1 cm^2 . Se utilizaron 10×10^6 historias para minimizar el error estadístico en la estimación del rendimiento de fotones y neutrones generados. La simulación también consideró la dispersión angular controlada en el haz, definida de forma gaussiana. Esta configuración permite que los protones lleguen al blanco, en forma de moneda, con un ángulo de incidencia bien definido, lo que es fundamental para replicar las condiciones de operación del ciclotrón. La dispersión angular controlada asegura que los protones interactúen con el material del blanco de manera predecible, lo que resulta en una producción eficiente de radionúclidos. Las secciones eficaces para las reacciones de interés a la energía del haz de protones a utilizar en cada reacción se obtuvieron de las tablas 6.7, 6.8 y 6.9 respectivamente (sección 6.2.3)

La figura 6.7 muestra de manera gráfica la simulación genérica de la reacción nuclear. La moneda que representa el blanco se visualiza como un rectángulo vertical de color rojo. El haz de protones incidente se muestra como un rectángulo horizontal a la izquierda de color azul. Los protones dispersados se muestran como líneas de color verde. Los neutrones producidos se visualizan como líneas de color rojo y los fotones como líneas de color azul.

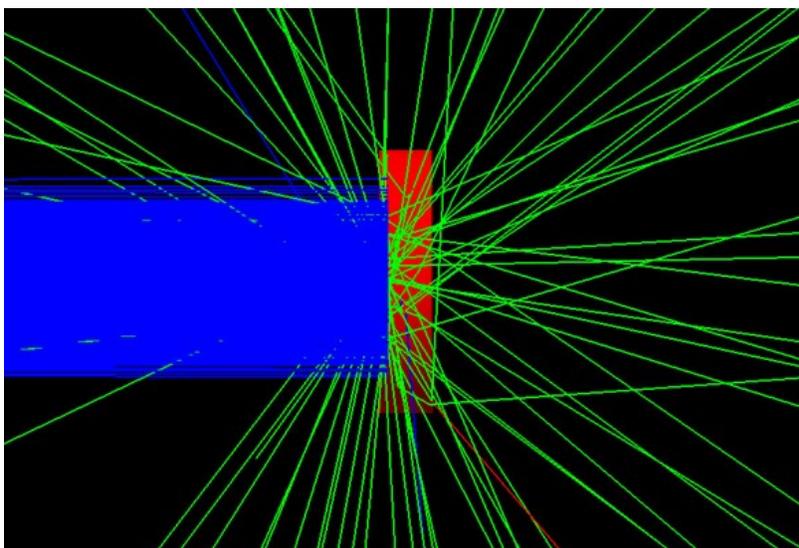


Figura 6.7: Vista con zoom de las interacciones ocurridas dentro de la moneda.

Las figuras 6.8, 6.9 y 6.10 muestran esquemáticamente la simulación de las reacciones $^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$, $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$, $^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$, respectivamente en el entorno de TOPAS:

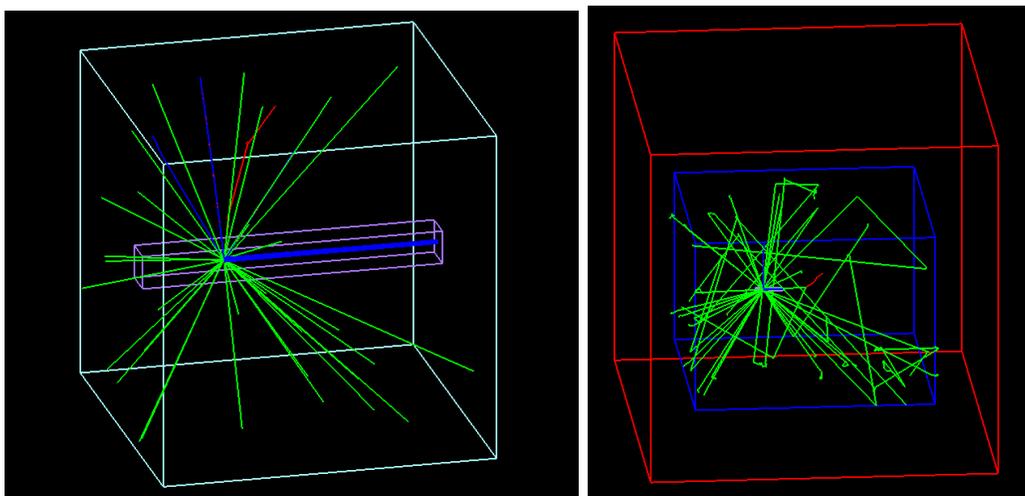


Figura 6.8: Acercamiento a las reacciones nucleares que ocurren dentro del ciclotrón con la moneda de ^{64}Ni (izquierda) y de la interacción de las partículas secundarias generadas con el búnker (derecha).

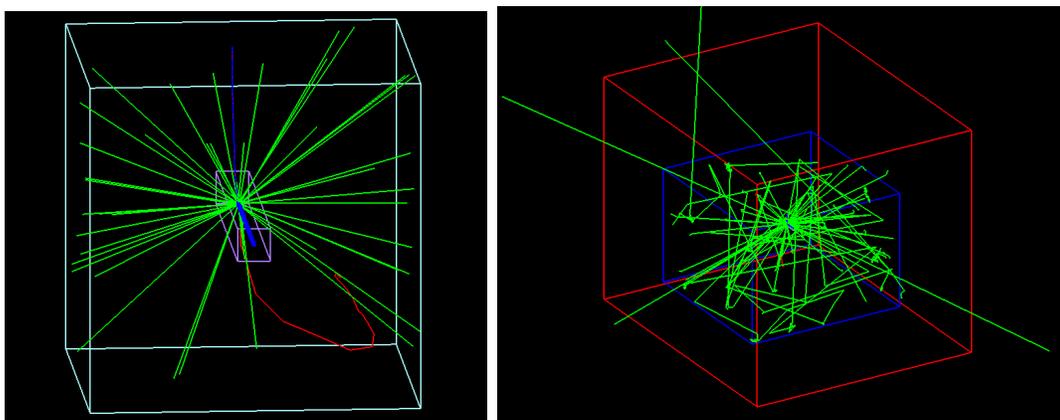


Figura 6.9: Acercamiento a las reacciones nucleares que ocurren dentro del ciclotrón con la moneda de ^{68}Zn (izquierda) y de la interacción de las partículas secundarias generadas con el búnker (derecha).

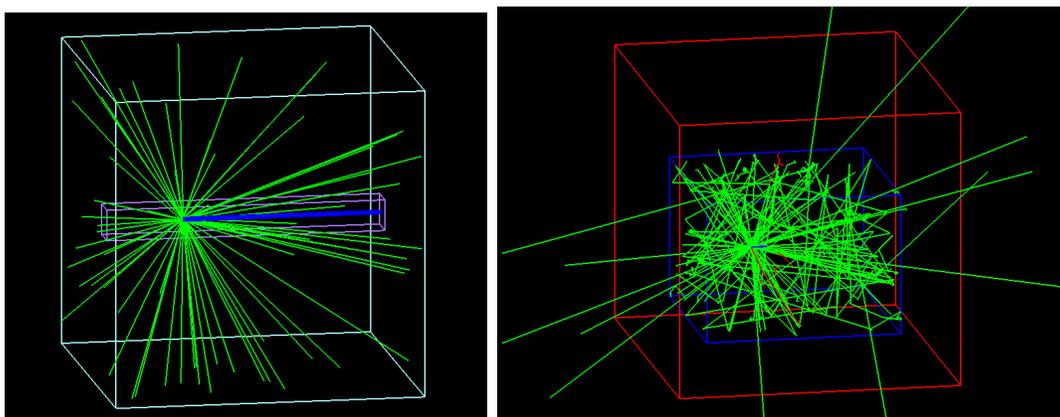


Figura 6.10: Acercamiento a las reacciones nucleares que ocurren dentro del ciclotrón con la moneda de ^{89}Y (izquierda) y de la interacción de las partículas secundarias generadas con el búnker (derecha).

En la simulación se implementaron contadores especializados para contar las partículas de radiación secundaria (neutrones y fotones gamma) generadas desde el blanco durante la reacción. Los datos de conteo fueron luego utilizados para, con el número total de historias, calcular los rendimientos (n/p) y (γ/p) obtenidos en cada reacción.

6.3. Tasa de equivalente de dosis en estos puntos de interés P1, P2, P3, P4 calculada de manera analítica o semi-analítica.

El cálculo del equivalente de dosis en los puntos de interés se realizó utilizando el siguiente cálculo analítico tomado del reporte NCRP-144:

$$H_r = (r_0/r)^2 [H_\eta \times 10^{-x/TVL_\eta} + H_g \times 10^{-x/TVL_g}] \quad (6.7)$$

Esta ecuación combina la ley del inverso del cuadrado con la ley de la atenuación exponencial a través de un blindaje. Esta ecuación se aplica a un punto fuente de radiación específica donde:

H_r : Tasa del equivalente de dosis en el punto de interés ($\mu Sv/h$)

r_0 : Distancia del blanco (periferia del ciclotrón) al punto de referencia (cm)

r : Distancia del target (periferia del ciclotrón) al punto de interés (cm)

x : Espesor del blindaje (cm): 200 cm (pared A) para los puntos P1 y P2; y 190 cm (loza) para los puntos P3 y P4.

H_g Tasa del equivalente de dosis debida a gammas en el punto de referencia ($\mu Sv/h$), valores proporcionados por el fabricante y mostrados en las tabla 6.2.

H_η : Tasa del equivalente de dosis debida a neutrones en el punto de referencia ($\mu Sv/h$), valores proporcionados por el fabricante 6.2.

TVL_η : Capa decirreductorra para los neutrones (cm)

TVL_g : Capa decirreductorra para radiación gamma (cm) [36]

Los valores de TVL para los neutrones y para los fotones utilizados en la ecuación 6.7 son constantes, no cambian y se obtuvieron de [36], siendo estos $TVL_\eta = 29.7$ cm y $TVL_g = 38.54$ cm. Los valores de H_η y H_g utilizados son todos los obtenidos de las distintas fuentes descritas anteriormente: brindados directamente por el proveedor (sección 6.2.1), calculados a partir de los rendimientos reportados por el proveedor (sección 6.2.2), en el caso de H_η el obtenido a partir de las consideraciones teóricas (sección 6.2.3) y calculados a partir de los rendimientos obtenidos en la simulación (sección 6.2.4).

6.4. Tasa de equivalente de dosis en estos puntos de interés P1, P2, P3, P4 calculado a partir de simulación Monte Carlo.

La misma simulación descrita anteriormente para calcular el rendimiento de neutrones y fotones a la distancia de referencia se utilizó para calcular el flujo de neutrones y fotones que llegaba a las distancias donde se encuentran los puntos de interés P1, P2, P3, P4.

A través del sistema de referencia planteado anteriormente (véase sección 6.1), podemos identificar rápidamente dónde se encuentran los puntos de interés. (400, 0, 100) y (430, 0, 100) para los puntos P1 y P2 respectivamente y (100, 0, 490) y (100, 0, 520) para los puntos P3 y P4 respectivamente. En la ubicación de los puntos P1 y P2 se crearon dos geometrías en forma de un prisma rectangular de medidas xyz (10, 50, 50) todo en cm. Una geometría comenzando justo en las coordenadas para el punto P1 y otro para P2, esto simulando un área efectiva en la que la incidencia de las partículas de radiación secundarias pudieran alcanzar a una persona recargada sobre el blindaje con colindancia al cuarto técnico. En el caso de los puntos P3 y P4, de igual manera fueron creadas dos geometrías en forma de prisma rectangular con medidas (50, 50, 10), una para el punto P3 y otra para P4. Estas geometrías fungieron como detectores, en los cuales se colocaron los contadores especializados para poder calcular la tasa de dosis.

En el caso de los neutrones, un contador especializado el cual nos brinda directamente la tasa de dosis ambiental (“AmbientDoseEquivalent Scorer”) fue utilizado. En este caso solo hay que “adherir” este contador a las geometrías construidas que fungen como detectores. Además, hay que indicar en el código, los factores de conversión que queremos utilizar para las distintas energías de los neutrones. estos fueron exactamente los mismos que habían sido obtenidos del ICRP 74 (Tabla 6.3). Una vez colocados estos parámetros, TOPAS fue capaz de obtener las tasas de dosis ambientales para neutrones.

El contador solo está disponible para neutrones, sin embargo, en el caso de los fotones gamma, se utilizó un contador que registra, la dosis absorbida en el medio. Considerando esto y la ecuación del equivalente de dosis (véase sección 3.15.1), tomando un factor de peso para los fotones gamma de 1. Esto se implementó en el código para

que calcule el equivalente de dosis en las geometrías utilizadas como detectores.

Además, de brindarnos los resultados separados, en el código se implementó también que brinde como resultado de salida la suma de ambas y conociendo los parámetros de los flujos de cada tipo de radiación (protones del haz del ciclotrón, neutrones secundarios y fotones gamma secundarios) fue posible calcular una tasa de equivalente de dosis.

6.5. Contraste del equivalente de dosis estimado y los límites establecidos.

Las tasas de equivalente de dosis para los 4 puntos de interés fueron calculadas con con las metodologías descritas en las secciones anteriores 6.3 y 6.4. El cálculo por sí solo no tiene ningún peso si no es comparado con los límites establecidos en el RGSR y las recomendaciones internacionales. Por este motivo, hay que tener siempre muy presentes estas cantidades. Los cuales se presentan en las tablas 6.16 y 6.17:

De acuerdo a la zona expuesta	Límite anual para el POE mSv	Límite anual para público mSv
Equivalente de dosis efectivo.	50	5
Equivalente de dosis a órganos o extremidades.	500	50
Equivalente de dosis al cristalino	150	15

Tabla 6.16: Límites de equivalente de dosis efectivo para POE y público emitidos en la publicación 26 del ICRP.

De acuerdo a la zona expuesta	Límite anual para el POE mSv	Límite anual para público mSv
Equivalente de dosis efectivo.	20	1
Equivalente de dosis a órganos o extremidades.	500	50
Equivalente de dosis al cristalino	150	15

Tabla 6.17: Límites de equivalente de dosis efectivo para POE y público emitidos en la publicación 60 del ICRP.

6.6. Elaboración de la memoria analítica de cálculo de blindajes para ^{64}Cu , ^{68}Ga y ^{89}Zr

Es de suma importancia, que al momento de realizar la memoria analítica de cálculo de blindajes esta tenga el orden, estructura y coherencia que le permita ser revisada de manera correcta por la CNSNS, esto minimizará los comentarios y facilitará su posterior aprobación. En el caso de la memoria realizada para los radionúclidos de interés se siguió la siguiente estructura:

1. **Introducción:**

En esta sección, se abordó la importancia del blindaje en el ámbito de la protección radiológica. Se explicará en qué situaciones es crucial implementar medidas de blindaje y se mencionaron algunos de los materiales comúnmente utilizados para este propósito. Se presentó también la filosofía subyacente, que se centra en la protección de todas las personas que se encuentren en las proximidades de una instalación radiológica, siguiendo el principio ALARA (As Low As Reasonably Achievable).

Además, se destacó el papel fundamental que desempeña el presente documento en la garantía de la protección radiológica de la instalación. Es importante señalar que los detalles y enfoques específicos pueden variar de una instalación a otra.

2. **Aclaración:**

En esta sección, se detallaron las aclaraciones pertinentes para el documento. Se especificó el origen de los datos utilizados en los cálculos, las características del

equipo empleado, en este caso, del ciclotrón. El objetivo principal es verificar que el búnker destinado a la producción de los radionúclidos de interés cumpla con el blindaje necesario. Esto garantizaría que la tasa de equivalente de dosis en las proximidades del ciclotrón se mantenga dentro de los límites establecidos en el Reglamento General de Seguridad Radiológica (RGSR).

3. Definiciones:

En esta sección, se proporcionaron las definiciones de todos los términos técnicos y palabras clave que se utilizaron a lo largo de la memoria. Estas definiciones son fundamentales para comprender correctamente los cálculos y explicaciones detalladas en los siguientes apartados de la memoria analítica.

4. Consideraciones generales y particulares:

En esta sección se detallaron las consideraciones generales y específicas relacionadas con las actividades que se llevarían a cabo en la Unidad de Ciclotrón y Radiofarmacia (UC&R).

Consideraciones Generales:

Planos y Escalas: Se presentaron los planos correspondientes y su escala para facilitar la ubicación precisa de los puntos de interés donde se desea conocer la tasa de equivalente de dosis.

Materiales y Características de Producción: Se especificaron los materiales a utilizar en los cálculos y las características de producción de cada uno de los radionúclidos solicitados.

Blindaje y Muros: Se detallaron las especificaciones de los muros, incluyendo su grosor, densidad y colindancias. Además, se indicaron si la zona sería clasificada como controlada o no controlada, ya que estos factores son esenciales para los cálculos de blindaje.

Dimensiones del Búnker: Se proporcionaron las dimensiones relevantes del búnker, como la ubicación del isocentro y las medidas internas.

Consideraciones Particulares:

Radionúclidos: Se incluyo información detallada sobre los radionúclidos que se planeo incorporar en la unidad, que en este caso son ^{64}Cu , ^{68}Ga y ^{89}Zr .

Actividades Máximas Solicitadas: Se especificaron las actividades máximas solicitadas para cada radionúclido. Producción de Radionúclidos: Se describio el proceso de producción de los nuevos radionúclidos.

Producción de Radionúclidos: Se describió el proceso de producción de los nuevos radionúclidos.

Información sobre Radionúclidos: Se proporcionaron detalles de cada radionúclido, como las energías máximas de decaimiento, vida media y energía máxima de cada modo de decaimiento. Se ilustró esta información mediante un esquema de decaimiento.

Límites de Equivalente de Dosis: Se establecieron los límites de equivalente de dosis que se deben respetar, pudiendo ser los establecidos por los lineamientos del país donde se está realizando el licenciamiento o las recomendaciones internacionales.

5. Descripción del ciclotrón

En esta sección se presentó toda la información técnica relevante del ciclotrón, la cual es proporcionada comúnmente por el proveedor del equipo. La descripción se estructura de la siguiente manera para facilitar su comprensión:

Características Generales del Ciclotrón:

En esta subsección se detallaron las principales características proporcionadas por el proveedor, incluyendo:

Marca y modelo del ciclotrón.

Intensidad del haz de corriente.

Energía máxima del haz.

Aplicaciones específicas para las cuales se utilizará en la unidad correspondiente.

Funcionamiento del Ciclotrón:

Se ofreció un contexto básico sobre el funcionamiento físico del ciclotrón, sin adentrarse en detalles excesivamente técnicos. Se incluyeron figuras y ecuaciones para facilitar la comprensión.

Especificaciones de los Blancos:

Esta subsección describió la interacción entre el haz y los blancos utilizados, detallando la reacción nuclear que se produciría y el producto resultante. Además, se incluyó el factor de uso correspondiente.

Radiación Media en la Colindancia del Ciclotrón:

Se explicó cómo la interacción entre el haz de protones del ciclotrón y el blanco produciría radiación secundaria, incrementando significativamente la radiación en las proximidades del ciclotrón. Se prestó especial atención a la radiación neutrónica y a los fotones gamma, incluyendo una subsección específica sobre estos tipos de radiación.

Búnker Propuesto por IBA para Resguardar el Ciclotrón Cyclone Kiube 100:

En esta sección se presentaron las especificaciones proporcionadas por el proveedor (en este caso, IBA) para el diseño del búnker. Estas especificaciones asegurarían que los niveles de tasa de equivalente de dosis no excedan los límites establecidos.

Dimensiones del Búnker Típico Propuesto por IBA:

Se detallaron las dimensiones mínimas especificadas por el proveedor (IBA) para el diseño del búnker destinado a resguardar el ciclotrón.

Búnker Propuesto por IBA para el Cyclone Kiube 100 que se Instalará en el INCAn:

Esta sección revisó los requerimientos mínimos del búnker, considerando la ubicación real dentro de la instalación del INCAn, que garantizarían un adecuado resguardo del ciclotrón.

6. Modelo de atenuación de la radiación para verificar el grosor de los muros propuestos por IBA.

En esta subsección, se presentó el formalismo matemático que se empleó para los cálculos posteriores relacionados con la atenuación de la radiación. Se explicó detalladamente cada uno de los parámetros utilizados en el modelo, asegurando una comprensión clara de su significado y relevancia. Cuando fue pertinente, se incluyeron figuras o esquemas para facilitar la visualización y comprensión del modelo propuesto.

7. Consideraciones del cálculo.

Antes de proceder con los cálculos, fue fundamental establecer las condiciones iniciales que se utilizarían. En esta sección, se detallaron:

Origen de los Valores: Se especificará de dónde se obtuvieron los valores utilizados en cada componente de la ecuación o modelo matemático.

Parámetros Utilizados: Se enumeraron y explicaron todos los parámetros y variables que intervinieron en los cálculos, proporcionando una comprensión completa de su significado y relevancia en el contexto del análisis.

Metodología de Cálculo: Se describió el enfoque o método específico empleado para llevar a cabo los cálculos, asegurando una comprensión clara de cómo se

realizaron.

8. Cálculo y resultados.

Con la información recopilada en las secciones anteriores, se procedió al cálculo y presentación de resultados. En esta sección, se detalló meticulosamente el proceso de aplicación de las ecuaciones utilizadas para obtener los resultados numéricos deseados. Asimismo, se presentaron los resultados de manera clara y organizada, facilitando su comprensión e interpretación.

9. Conclusiones

En esta sección, se analizaron los resultados obtenidos para determinar si se alcanzó el objetivo propuesto. Al revisar los resultados numéricos, se evaluó si la tasa de equivalente de dosis se encuentra por debajo de los límites establecidos. Es fundamental que este criterio se cumpla para poder proceder con el licenciamiento de la producción de los radionúclidos de interés.

10. Referencias.

Finalmente, se incluyó una lista detallada de todas las fuentes consultadas y citadas a lo largo del documento. Esto abarcó cualquier información obtenida, ya sea para el desarrollo de los formalismos matemáticos, la definición de parámetros o cualquier otra sección del trabajo. Es crucial citar correctamente todas las referencias en la bibliografía para garantizar la integridad y el rigor académico del informe.

6.7. Material complementario de la metodología:

Estructura del archivo de entrada de TOPAS

El archivo de entrada se realizó en formato de texto (.txt), es importante que sea un editor de texto simple ya que TOPAS no puede procesar la información que se establece en editores de texto complejos, por ejemplo: Word. El archivo debe tener ciertas secciones que se encarguen de diferentes áreas de la simulación, y cada sección

se va integrando de comandos de una línea, un ejemplo básico de un comando podría ser como el que sigue:

Tipo_de_Parametro: Nombre_del_parametro = Valor_del_parametro # Comentario opcional

En los tipos de parámetros tenemos los siguientes:

1. d: Doble con dimensiones
2. u: Doble adimensional
3. i: Entero
4. b: Booleano
5. s: Cadena
6. dv: Vector doble con dimensiones, y esto se puede aplicar similarmente a uv, iv, bv y sv

Antes de incluir el nombre del parámetro que se estará utilizando, el cual puede ser casi cualquier cadena de caracteres, se utiliza un prefijo de convenciones antes, para mantener cada parámetro claro, estos prefijos son:

1. i. Ma/: Para definir materiales
2. El/: Para definir elementos
3. Is/: Para definir Isotopos
4. Ge/: Para definir geometrías
5. So/: Para definir fuente de partículas
6. Ph/: Para la física
7. Vr/: Para la reducción de variación
8. Sc/: Para los registros
9. Gr/: Para los gráficos
10. Tf/: Para características temporales
11. Ts/: Para controles generales de TOPAS

A continuación, se hará un recorrido por las secciones que integran nuestro archivo de entrada de TOPAS.

Sección de Configuración Computacional

En esta sección se definen configuraciones generales para la visualización y la ejecución de la simulación. Se establece el tipo de visualización a utilizar (OpenGL), la integración con la biblioteca Qt para interfaces gráficas, y una opción para pausar la simulación antes de finalizar, permitiendo al usuario revisar los resultados en la pantalla.

En este caso entonces los comandos utilizados fueron para la visualización de las geometrías y que antes de correr el programa pudiera detenerse un momento y permitirnos inspeccionar la parte geométrica, con detalle.

Los comandos importantes en esta parte fueron:

```
s:Gr/MyViewA/Type "OpenGL"  
b:Ts/UseQt= "True"  
b:Ts/PauseBeforeQuit = "True"
```

Sección de universo

Aquí se definió el espacio tridimensional del mundo en el que se lleva a cabo la simulación. Las dimensiones se establecieron como un cubo con lados de 10 cm, proporcionando un entorno contenedor para los otros elementos de la simulación.

El comando en esta parte se puede definir como:

```
d:Ge/Mundo/HLRi=medida En este caso Ri, se remplazara con la dimensión que se  
quiera definir (X,Y y Z)
```

Sección de Materiales

Se especificaron los materiales utilizados en la simulación. Para cada blanco, se definió su símbolo químico, número atómico, masa atómica y densidad, indicando que es un material sólido. Además, se definió un vacío, caracterizado por sus componentes

(como carbono, nitrógeno, oxígeno y argón), sus fracciones relativas, densidad extremadamente baja, temperatura y presión, así como su color predeterminado para la visualización, en el caso de los demás materiales que conforman aquí también es donde se definen sus características físicas como: fracción en peso, estado de agregación, color, entre algunas otras propiedades. La definición de los materiales (ver sección ??).

Un ejemplo general para definir un material es:

sv:(Ma-El-Is):/Nombre_del_Material/Componentes = Cuantos_componentes “Nombre del/los componente/s”

uv:(Ma-El-Is):/Nombre_del_Material/Fracciones = Cuantos_componentes pesos_en_porcentaje_de_los_componentes

d:(Ma-El-Is):/Nombre_del_Material/Densidad = Valor_de_la_densidad Unidades

s:(Ma-El-Is):/Nombre_del_Material/Color = “Nombre del color”

Sección de Física

En esta sección se incluyeron las librerías que se utilizaron para poder llevar a cabo nuestra simulación de manera adecuada, en este caso las principales librerías utilizadas son: “g4decay”, “g4em-standard_opt3”, “g4h-elastic” y “g4hadronic”

Esta parte un ejemplo general para definir

s:Ph/LiberiaDeFisica/Módulos = Librerías

Sección de Geometrías

Esta parte describió las estructuras geométricas dentro del universo. Para cada geometría, se especifica la forma, el material, las dimensiones, la posición XYZ en el espacio y el color, lo que ayuda a visualizar y entender las interacciones dentro del sistema. En esta parte del archivo de entrada es donde se definieron las geometrías mencionadas anteriormente en la descripción del búnker, se declararon sus medidas y sus traslaciones y rotaciones (en caso de realizarse), de manera general se definió una geometría de la siguiente manera:

s:Ge/Nombre_de_la_geometría/Tipo = “Tipo_de_Geometría(Caja, Esfera, Trapecio)”

s:Ge/Nombre_de_la_geometría/Padre = “Nombre_de_la_Geometría_Padre(La que la contiene)”

s:Ge/Nombre_de_la_geometría/Material = “Nombre_del_Material(De las que se declararon en la sección de Materiales)”

d:Ge/Nombre_de_la_geometría/HLRi = “Valor_de_la_dimensión”

d:Ge/Nombre_de_la_geometría/TransRi = “Valor_de_la_Traslación”

s:Ge/Nombre_de_la_geometría/Color = “Nombre del color”

Sección de Haz

En esta sección se configuró la fuente de partículas. Se estableció un haz de protones con una energía específica de 14 ó 15 MeV. Se definieron aspectos como la distribución de posición, los límites de posición y ángulo, la forma del haz, donde surge el haz y en qué dirección sale. Además, se especificó el número total de historias (simulaciones individuales) que se ejecutarían, permitiendo obtener un conjunto de datos estadísticamente significativo.

En archivo de entrada se consideró un haz monoenergético de protones con energía de 14 ó 15 MeV con una distribución gaussiana y un área de impacto de 1 cm^2 . El origen del haz fue el centro de la cara derecha de nuestra geometría de vacío considerándose 1×10^7 historias. Un formato general para realizar el archivo de entrada en este caso es:

s:So/Nombre_de_la_fuente/Tipo = “Tipo de fuente (haz, volumétrica, isotrópica etc)”

sc:So/Nombre_de_la_fuente/Haz de particula = “Tipo de haz (protones, neutrones, notrones, etc)”

sc:So/Nombre_de_la_fuente/EnergíaDelHaz = “Valor de la energía del haz”

ic:So/Nombre_de_la_fuente/NumeroDeHistorias = “Valor de las historias que se quieren mandar”

Sección de registro

Finalmente, esta sección se centró en cómo se registrarían los resultados de la simulación. Se definieron mecanismos para contar las interacciones de partículas específicas (neutrones y fotones gamma) en la moneda del material donde se llevaría a cabo la reacción. Se incluyó la opción de mostrar resultados en la consola y la posibilidad de manejar archivos de salida, incrementando su contenido si ya existían, lo que facilitó el análisis de resultados acumulativos.

En el caso del archivo de entrada se utilizó un contador que iba sumando los neutrones y fotones γ generados a partir de la reacción de interés, para así poder obtener el número total de partículas secundarias generadas y compararlo con el número de historias enviadas.

Un ejemplo general para el código en este caso sería:

s:Sc/NombreDelContador/Cantidad = Cantidad_a_Registrar

s:Sc/NombreDelContador/Componente = “Componente geométrico donde se elige”

b:Sc/NombreDelContador/OutputDeLaConsola “Verdadero o Falso”

sv:Sc/NombreDelContador/NombreDeLaParticula = “NombreDeLaPartículaAContar”

Todos estos datos han sido obtenidos de la página oficial de TOPAS y de sus guías de usuario[62].

Capítulo 7

Resultados y discusión

7.1. Definición de los puntos de interés dentro de la instalación donde se determinaron los equivalentes de dosis

La sección 6.1 describe detalladamente la posición de los puntos de interés P1, P2, P3 y P4, y el origen del eje de coordenadas. Finalmente, la reacción nuclear ocurre en la posición (0, 0, 100). El punto de referencia para los puntos de interés P1 y P2 está en la posición (100, 0, 100), o sea a una distancia r_0 de 100 cm, desplazada en el eje de las x desde punto donde ocurre la reacción. Los puntos P1 y P2 están a la distancia r de 300 cm y 330 cm respectivamente de r_0 , en las coordenadas (400, 0, 100) y (430, 0, 100). El punto de referencia para los puntos de interés P3 y P4 está en la posición (0, 0, 150), o sea por encima del punto donde ocurre la reacción. La distancia de referencia r_0 para estos puntos es entonces 150 cm desplazado en el eje de las z con respecto al origen de coordenadas. Los puntos P3 y P4 se encuentran a una distancia r de 340 cm y 370 cm desde el punto de referencia, en las posiciones (0, 0, 490) y (0, 0, 520)

7.2. Cálculo de los rendimientos n/p y γ/p

La tabla 7.1 muestra los valores del rendimiento de n/p y γ/p obtenido en la simulación Monte Carlo, los proporcionados por el fabricante para dos de las reacciones (tabla 6.5) y los calculados de manera teórica. Estos rendimientos se utilizaron en el cálculo de los valores H_η y H_g .

Reacción de interés		Simulación	Teórico	IBA	Diff %	Diff %
					Sim-teo	Sim-IBA
$^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$	(n/p)	0.004239	0.000389	0.0044	9 %	4 %
	(γ /p)	0.012981	-	0.00978	-	33 %
$^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$	(n/p)	0.00204	0.00299	-	32 %	-
	(γ /p)	0.01206	-	-	-	-
$^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$	(n/p)	0.00260	0.00202	0.0044	29 %	41 %
	(γ /p)	0.010774	-	0.0902	-	19 %

Tabla 7.1: Comparación de los rendimientos calculados analíticamente, los brindados por el proveedor y los calculados con la simulación de TOPAS.

Los valores obtenidos de los rendimientos con la simulación son bastante cercanos a los calculados de manera teórica. La mayor diferencia entre ellos es en la reacción $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$, cuya diferencia fue del 32 %. Sin embargo, para la reacción $^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$ esta diferencia fue del 9 %. En el caso de las diferencias entre los rendimientos calculados por la simulación y los reportados por IBA se tiene que la mayor diferencia fue para la reacción $^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$ que fue del 41 % y la más baja la de la reacción $^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$ que fue del 4 %. Como resultado propio y novedoso de este trabajo están los valores de los rendimientos n/p y γ/p para la reacción $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$ que no estaban reportados. La diferencia encontrada entre el método teórico y la simulación para el rendimiento n/p es del 32 %. Realmente todos los valores, en todos los casos están en el mismo orden de magnitud y sus valores son muy cercanos. Por tanto, consideramos que los resultados de la simulación son confiables.

7.3. Cálculo de H_η y H_g por diferentes fuentes

Las tablas 7.2, y 7.3, muestran los valores de la tasa de equivalente de dosis para neutrones (H_η) y fotones (H_g) a la distancia de referencia de los puntos de interés.

Parámetros calculados a $r_0 = 100$ cm				
Fuente		$^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$	$^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$	$^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$
Valores de H_η y H_γ directamente suministrados por IBA (ver tabla 6.5)	$H_\eta(\mu\text{Sv/h})$	1.657×10^6	6.862×10^6	3.812×10^6
	$H_\gamma(\mu\text{Sv/h})$	1.015×10^5	6.3×10^5	3.5×10^6
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) reportados por IBA	$H_\eta(\mu\text{Sv/h})$	6.27×10^6	-	6.27×10^6
	$H_\gamma(\mu\text{Sv/h})$	6.00×10^4	-	1.13×10^5
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) calculados por simulación	$H_n(\mu\text{Sv/h})$	2.65×10^6	6.42×10^6	8.20×10^6
	$H_\gamma(\mu\text{Sv/h})$	3.19×10^5	2.97×10^5	2.65×10^5
Calculado a partir de consideraciones teóricas	$H_\eta(\mu\text{Sv/h})$	8.94×10^6	9.83×10^6	6.35×10^6

Tabla 7.2: Tasa de dosis de neutrones y gammas a 100 cm.

Parámetros calculados a $r_0 = 150$ cm				
Fuente		$^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$	$^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$	$^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$
Valores de H_η y H_γ directamente suministrados por IBA (ver tabla 6.5)	$H_\eta(\mu\text{Sv/h})$	1.42×10^6	1.50×10^5	8.33×10^6
	$H_\gamma(\mu\text{Sv/h})$	8.42×10^4	2.2×10^4	1.22×10^4
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) reportados por IBA	$H_\eta(\mu\text{Sv/h})$	2.79×10^6	-	2.79×10^6
	$H_\gamma(\mu\text{Sv/h})$	2.67×10^4	-	5.02×10^5
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) calculados por simulación	$H_n(\mu\text{Sv/h})$	1.77×10^6	2.85×10^6	3.64×10^6
	$H_\gamma(\mu\text{Sv/h})$	1.42×10^5	1.32×10^5	1.18×10^5
Calculado a partir de consideraciones teóricas	$H_\eta(\mu\text{Sv/h})$	3.97×10^6	4.36×10^6	2.82×10^6

Tabla 7.3: Tasa de dosis de neutrones y gammas a 150 cm.

7.4. Cálculo de H_r en los puntos P1, P2, P3 y P4 por diferentes fuentes

Las tablas 7.4, 7.5, 7.6, 7.7 muestran los valores de equivalente de tasa de dosis calculados a partir de los valores H_η y H_γ reportados anteriormente.

Punto crítico: P1				
Parametros calculados a $r_0 = 100$ cm y $r = 300$ cm (Punto P1)				
Fuente		$^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$	$^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$	$^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$
Calculados a partir de los valores H_η y H_γ suministrados por IBA	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.108	0.596	0.331
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) reportados por IBA	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.174	-	0.212
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) reportados por simulación	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.285	0.348	0.362
Simulación Monte Carlo	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.429	0.563	0.331

Tabla 7.4: Equivalente de tasa de dosis en el punto P1 calculados a partir de los valores H_η y H_γ obtenidos de varias fuentes.

Punto crítico: P2				
Parametros calculados a $r_0 = 100$ cm y $r = 330$ cm (Punto P2)				
Fuente		$^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$	$^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$	$^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$
Calculados a partir de los valores H_η y H_γ suministrados por IBA	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.088	0.492	0.273
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) reportados por IBA	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.144	-	0.175
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) reportados por simulación	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.235	0.287	0.299
Simulación Monte Carlo	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.354	0.465	0.414

Tabla 7.5: Equivalente de tasa de dosis en el punto P2 calculados a partir de los valores H_η y H_γ obtenidos de varias fuentes.

Punto crítico: P3				
Parametros calculados a $r_0 = 150$ cm y $r = 340$ cm (Punto P3)				
Fuente		$^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$	$^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$	$^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$
Calculados a partir de los valores H_η y H_γ suministrados por IBA	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.320	0.0661	0.0367
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) reportados por IBA	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.300	-	0.357
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) reportados por simulación	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.465	0.529	0.599
Simulación Monte Carlo	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.190	0.138	0.364

Tabla 7.6: Equivalente de tasa de dosis en el punto P3 calculados a partir de los valores H_η y H_γ obtenidos de varias fuentes.

Punto crítico: P4				
Parametros calculados a $r_0 = 150$ cm y $r = 370$ cm (Punto P4)				
Fuente		$^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$	$^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$	$^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$
Calculados a partir de los valores H_η y H_γ suministrados por IBA ver tabla ()	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.254	0.052	0.029
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) reportados por IBA	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.238	-	0.284
Calculados a partir de los rendimientos (n/p) y (γ/p) reportados por simulación	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.369	0.420	0.444
Simulación Monte Carlo	$Hr[\mu\text{Sv/h}]$	0.150	0.110	0.289

Tabla 7.7: Equivalente de tasa de dosis en el punto P4 calculados a partir de los valores H_η y H_γ obtenidos de varias fuentes.

Se puede observar de las tablas 7.4– 7.7 que los valores para la tasa de equivalente de dosis en los puntos de interés, es congruente entre los métodos utilizados para los cálculos. Aunque existen algunas diferencias, podemos ver como todos los valores se mantienen en el mismo orden. Esto le da robustez a la simulación y a las distintas metodologías utilizadas.

7.5. Comparación de los H_r obtenidos con la normativa nacional e internacional

Es importante recalcar que a pesar de que las condiciones que se tomaron fueron las más conservadoras posibles, ya que se consideró la presencia de una persona en exposición durante 2000 horas laborales al año, estas no sobrepasaron ni las normativas mexicanas ni las recomendaciones internacionales, las cuales son aún más restrictivas. Esto nos habla de que el diseño del búnker es adecuado para la producción segura de los radionúclidos de interés y no hay ningún peligro ni para el POE ni para el público que estará en las áreas circundantes al ciclotrón.

Con la ecuación (6.5) se pudieron obtener los resultados de los rendimientos de neutrones de manera teórica teniendo los siguientes resultados:

Al realizar los cálculos de la tasa del equivalente de dosis para los 4 puntos de interés, con el formalismo (6.7) y con los radionúclidos deseados, se tiene lo presentado en las tablas 7.1 – 7.7. Las tablas tienen el formato que se utiliza para la memoria, en el cual es necesario especificar todos los parámetros importantes para su mejor comprensión.

Una vez realizada la segunda parte de la simulación pudimos obtener los resultados de los rendimientos de neutrones como de fotones, estos fueron comparados con los rendimientos teóricos para neutrones, así como los rendimientos para las reacciones que se tienen por el fabricante:

Los resultados obtenidos tanto de manera teórica como a través de la simulación en TOPAS son consistentes con lo que se esperaría, según datos del proveedor reportados. Aunado a esto el documento 144 de la NCRP contiene una gráfica con los rendimientos que se producen para ciertos materiales, a pesar de que los materiales que se muestran no son exactamente los mismos que utilizamos nosotros, podemos notar que el orden de los rendimientos concuerda con los datos obtenidos.

Una vez con estos resultados se realizó los cálculos de la fluencia a 100 cm de distancia través de los resultados obtenidos con la simulación, presentándose los siguientes resultados para el caso de los neutrones:

Con estos datos y los coeficientes de conversión de flujo a dosis que se pueden obtener del reporte ICRP 74 se procedió a obtener la tasa de dosis a 100 cm en unidades de $\mu Sv/h$, obteniendo los siguientes resultados:

Con estos datos obtenidos a través de las simulaciones se realizaron los cálculos de los equivalentes de tasa de dosis para los puntos P1, P2, P3 y P4 utilizando el formalismo en (6.7). Los resultados se fueron mostrados en las tablas 7.4 a la 7.7:

Los resultados fueron comparados con lo obtenido a través de los datos de IBA, las diferencias porcentuales se muestran en las tablas 7.8 a la 7.10:

^{64}Cu			
Puntos	IBA	Simulación	Diferencia %
P1	0.108	0.285	62 %
P2	0.08893	0.2352	62 %
P3	0.320	0.493	35 %
P4	0.25470	0.39252	35 %

Tabla 7.8: Comparación de resultados de la tasa de equivalente de dosis para la producción de ^{64}Cu calculada con los datos de la simulación y los proporcionado por IBA.

^{68}Ga			
Puntos	IBA	Simulación	Diferencia %
P1	0.596	0.348	71 %
P2	0.49273	0.28738	71 %
P3	0.661	0.561	88 %
P4	0.052560	0.44631	88 %

Tabla 7.9: Comparación de resultados de la tasa de equivalente de dosis para la producción de ^{68}Ga calculada con los datos de la simulación y los proporcionado por IBA.

^{89}Zr			
Puntos	IBA	Simulación	Diferencia %
P1	0.331	0.362	9 %
P2	0.2737	0.2991	9 %
P3	0.0367	0.593	94 %
P4	0.02919	0.47175	94 %

Tabla 7.10: Comparación de resultados de la tasa de equivalente de dosis para la producción de ^{89}Zr calculada con los datos de la simulación y los proporcionado por IBA.

Como se puede observar, a través de todo el proceso de cálculo analítico, así como las simulaciones, se puede determinar que el blindaje es suficiente para contener la radiación producida durante la producción de los 3 nuevos radionúclidos de interés.

La simulación por medio de TOPAS da otro enfoque, que nos permite obtener parámetros para realizar un cálculo de la tasa de dosis, por ambos métodos podemos observar que la tasa de equivalente de dosis cumple con lo establecido en el RGSR. Si aplicamos las recomendaciones internacionales, en el caso de la colindancia con el

techo (Explanada de la UC&R), al ser una zona poco concurrida, sería necesario aplicar el factor de ocupación más bajo que hay (1/40), lo cual reduciría en gran medida la dosis en los puntos P3 y P4.

Capítulo 8

Conclusiones

A través de los cálculos realizados para determinar la tasa de equivalente de dosis en los puntos de interés (P1, P2, P3 y P4) en el entorno del ciclotrón, se ha verificado que los niveles de radiación se encuentran dentro de los límites establecidos por las Normas Oficiales Mexicanas del RGSR y por las recomendaciones internacionales del ICRP. Esto asegura la protección tanto de los POE como del público en general, lo que es esencial para garantizar la seguridad en la operación de la UC&R. Estos resultados validan que la producción de radionúclidos de interés, como el ^{64}Cu , ^{68}Ga y ^{89}Zr , puede realizarse de manera segura, cumpliendo con las exigencias de la CNSNS.

Adicionalmente, los rendimientos de las reacciones nucleares simuladas para la producción de los radionúclidos fueron satisfactorios en cuanto a la coherencia con los datos del fabricante. En particular, se simularon las interacciones entre el haz de protones y los blancos (monedas) para evaluar los rendimientos de neutrones y fotones gamma, logrando una buena concordancia con los resultados proporcionados por IBA, el proveedor del ciclotrón, con una diferencia máxima del 41 % en el caso de los neutrones. Este margen es razonable, considerando que muchos de los parámetros utilizados por IBA en sus cálculos no son divulgados, lo que limita la precisión de la comparación. Sin embargo, los flujos de neutrones y fotones gamma obtenidos tanto de manera simulada como mediante cálculos analíticos mostraron diferencias porcentuales menores al 35 %, lo que valida la confiabilidad del modelo utilizado. Las comparaciones entre los cálculos analíticos y los resultados de las simulaciones mostraron una consistencia robusta, lo que refuerza la validez del método utilizado para evaluar las tasas de dosis en los puntos de interés.

Las comparaciones entre los cálculos analíticos y los resultados de las simulaciones mostraron una consistencia robusta, lo que refuerza la validez del método utiliza-

do para evaluar las tasas de dosis en los puntos de interés. Estos resultados fueron presentados de manera detallada en tablas, corroborando que el blindaje existente es adecuado para proteger tanto a los POE como al público, lo que cumple con los estándares de seguridad requeridos por las normativas.

Como conclusión general se puede decir que a través tanto del método analítico como el de la simulación se logró el cumplimiento de los objetivos del cálculo de la tasa de dosis para cada uno de los radionúclidos de interés, así como el desarrollo de la memoria analítica para su envío, revisión y evaluación ante la CNSNS.

Capítulo 9

Perspectivas

Como parte del desarrollo continuo de este trabajo, podría ser de utilidad realizar simulaciones más detalladas que incluyan una representación más precisa del entorno del ciclotrón. La geometría utilizada en las simulaciones actuales está basada en aproximaciones simplificadas (estructuras cúbicas), lo que, si bien proporcionó resultados útiles, podría mejorarse al incluir un modelo geométrico más realista del ciclotrón y del búnker. Al implementar una geometría más fiel al diseño físico del ciclotrón, se podrían obtener evaluaciones más exactas de los niveles de radiación secundaria y su interacción con el blindaje, lo que permitiría optimizar el diseño de protección.

Otra línea de investigación relevante sería obtener datos más detallados de los parámetros utilizados en las simulaciones, directamente de los fabricantes, para mejorar la precisión y la exactitud de los modelos utilizados. Muchos de los parámetros actuales se basan en estimaciones o en datos proporcionados de forma limitada por los proveedores, lo que introduce ciertas incertidumbres en los resultados. Al disponer de información más precisa, sería posible ajustar mejor las simulaciones y obtener resultados más representativos de las condiciones reales de operación del ciclotrón.

Finalmente, podría ser útil explorar mejoras en el diseño del blindaje del búnker mediante la variación de los materiales utilizados o el diseño estructural. Esto permitiría reducir aún más los niveles de radiación en las zonas colindantes, optimizando la protección tanto para los trabajadores como para el público, mientras se busca una solución más eficiente y costo-efectiva en términos de construcción y operación del búnker.

Bibliografía

- [1] Avila-Rodriguez MA, Nye JA, Nickles RJ. Simultaneous production of high specific activity ^{64}Cu and ^{61}Co with 11.4 MeV protons on enriched ^{64}Ni nuclei. *Applied Radiation and Isotopes*. 2007 10;65:1115-20.
- [2] Asignatura MJMLMRP. Modelo atómico de Thomson;.
- [3] Educativo R. Ernest Rutherford: considerado uno de los padres de la física atómica.; 2024. Available from: <https://rinconeducativo.org/es/recursos-educativos/ernest-rutherford-considerado-uno-de-los-padres-fisica-atmica/>.
- [4] Academy K. Bohr's model of hydrogen. 2024. Available from: <https://es.khanacademy.org/science/ap-chemistry/electronic-structure-of-atoms-ap/bohr-model-hydrogen-ap/a/bohrrs-model-of-hydrogen>.
- [5] Mirhadi AJ. In: Overview of Radiation Therapy Terms and Procedures in the Management of Thoracic Malignancies. Elsevier Inc.; 2010. p. 252-62.
- [6] Lawson RS, Lawson R. Introduction to Radioactivity An Introduction to Radioactivity Chief Physicist Nuclear Medicine Department Manchester Royal Infirmary; 1999.
- [7] Hansen SB, Bender D. Advancement in Production of Radiotracers. W.B. Saunders; 2022.
- [8] Friesel DL, Antaya TA. Medical Cyclotrons; 2009. Available from: www.worldscientific.com.
- [9] HyperPhysics. Cyclotron.; Available from: <http://hyperphysics.phy-astr.gsu.edu/hbasees/magnetic/cyclot.html>.
- [10] Agency IAEA. Cyclotron Produced Radionuclides: Operation and Maintenance of Gas and Liquid Targets; 2012. Available from: <http://www.iaea.org/Publications/index.html>.

- [11] Agency IAE. Alternative Radionuclide Production with a Cyclotron. vol. No. 4 of IAEA Radioisotopes and Radiopharmaceuticals Reports. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency; 2021. Available from: <https://www.iaea.org/publications/alternative-radionuclide-production-with-a-cyclotron>.
- [12] IBA. CYCLONE ® KIUBE MAX POTENTIAL, MAX CAPACITY;. Available from: www.iba-radiopharmasolutions.com.
- [13] (IAEA) IAEA. IAEA Nuclear Data Services: 68Ga (Gallium-68); 2024. Available from: <https://www-nds.iaea.org/medical/znp68ga0.html>.
- [14] (IAEA) IAEA. IAEA Nuclear Data Services: 64Cu (Copper-64); 2024. Available from: <https://www-nds.iaea.org/medical/nip64cu0.html>.
- [15] (IAEA) IAEA. IAEA Nuclear Data Services: 89Zr (Zirconium-89); 2024. Available from: <https://www-nds.iaea.org/medical/y9p89zr0.html>.
- [16] Dabkowski AM, Paisey SJ, Spezi E, Chester J, Marshall C. Optimization of zirconium-89 production in IBA Cyclone 18/9 cyclotron with COSTIS solid target system. In: AIP Conference Proceedings. vol. 1845. American Institute of Physics Inc.; 2017. .
- [17] Devillet F, Falgas MS, Bertrand S, Wouters RD, Paulet T, Kral E, et al.. The Cyclone ® KIUBE Site Requirement Guide-MID 55672 Rev. F The IBA Cyclone ® KIUBE series Site Requirement Guide;.
- [18] Attix FH. Introduction to radiological physics and radiation dosimetry Frank Herbert Attix. Wiley; 1986.
- [19] Stichelbaut F. Shielding Desing for KIUBE Standar Bunker. 2017 6.
- [20] Analysis DM, Cell M. Data Mining Analysis and Modeling Cell Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling; 2021. Available from: <https://www.ntis.gov/about>.
- [21] de Cancerología (INCan) IN. Historia del Instituto Nacional de Cancerología; 2024. Available from: <http://www.incan.salud.gob.mx/interna/nosotros/historia.html>.
- [22] de la Federacion DO. REGLAMENTO GENERAL DE SEGURIDAD RADIOLOGICA; 1988.

- [23] on Radiological Protection TIC. ICRP PUBLICATION 26 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection; 1977.
- [24] Clarke RH, Dunster CHJ, Guskova LAK, Jacobi MW, Li ND, Liniecki TJ, et al.. ICRP Publication 60: 1990 Recommendations of the International Commission on Radiation Protection.; 1991.
- [25] Fusti R, Gilbert J. History and philosophy of science through models: Some challenges in the case of 'the atom'. International Journal of Science Education. 2000;22:993-1009.
- [26] Flakus FN. Radiation detection Detecting and measuring ionizing radiation-a short history; 1982.
- [27] Cember H, Johnson TE. Introduction to Health Physics; 2009.
- [28] Commission CNS. Types and sources of radiation.; 2024. Available from: <https://www.cnsccsn.gc.ca/eng/resources/radiation/types-and-sources-of-radiation/>.
- [29] Society AP. Becquerel discovers radioactivity.; 2008. Available from: <https://www.aps.org/apsnews/2008/02/becquerel-discovers-radioactivity>.
- [30] D H, R R. Fundamentals of Physics; 2013.
- [31] Introduction to nuclear reactions.
- [32] Qaim SM. Nuclear data for production and medical application of radionuclides: Present status and future needs. Elsevier Inc.; 2017.
- [33] Schoonover JL, Hinrichsen PF, Kitching JE, Lee JKP, Mark SK. THE (d, a) REACTION VIEWED AS A TWO-STEP PROCESS +. @ North-Holland Publishing Co; 1974.
- [34] Bertscht GF, Esbensen H. The (p,n) reaction and the nucleon-nucleon force The (p, n) reaction and the nucleon-nucleon force; 1987. Available from: <http://iopscience.iop.org/0034-4885/50/6/001>.
- [35] Gurbich AF. On the concept of an actual Coulomb barrier. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms. 2004 3;217:183-6.

- [36] on Radiation Protection NC, Measurements. Radiation protection for particle accelerator facilities; 2005.
- [37] Chu WT. Ernest Orlando Lawrence (1901-1958), Cyclotron and Medicine; 2005. Available from: <https://escholarship.org/uc/item/4vc4c8fg>.
- [38] Center NGR. NASA. Cyclotron operation; 2024. Available from: <https://www1.grc.nasa.gov/historic-facilities/cyclotron/cyclotron-operation/: :text=Cyclotrons>
- [39] del País Vasco U. Ciclotrón; Available from: <https://www.google.com/search?q=estructura+de+un+ciclotr>
- [40] Livingston S. Ion Sources for Cyclotrons; 1946.
- [41] de Cataluña UP. Elaboración de un manual generico para la instalación de un ciclotrón y salas técnicas anexas para la producción de radiofármacos.
- [42] Braccini S. COMPACT MEDICAL CYCLOTRONS AND THEIR USE FOR RADIOISOTOPE PRODUCTION AND MULTI-DISCIPLINARY RESEARCH; 2016.
- [43] Campos GL, de Campos TPR. Cyclotron parameters for ^{11}C yield. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2015 12;306:757-60.
- [44] do Carmo SJC, Scott PJH, Alves F. Production of radiometals in liquid targets. Springer Science and Business Media Deutschland GmbH; 2020.
- [45] Synowiecki MA, Perk LR, Nijssen JFW. Production of novel diagnostic radionuclides in small medical cyclotrons. SpringerOpen; 2018.
- [46] Lin M, Waligorski GJ, Lepera CG. Production of curie quantities of ^{68}Ga with a medical cyclotron via the $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$ reaction. Applied Radiation and Isotopes. 2018 3;133:1-3.
- [47] Nelson BJB, Wilson J, Richter S, Duke MJM, Wuest M, Wuest F. Taking cyclotron ^{68}Ga production to the next level: Expedient solid target production of ^{68}Ga for preparation of radiotracers. Nuclear Medicine and Biology. 2020 1;80-81:24-31.
- [48] Shivarudrappa V, Vimalnath KV. High purity materials as targets for radioisotope production: Needs and challenges; 2005.

- [49] Qaim SM, Spahn I. Development of novel radionuclides for medical applications. *Journal of Labelled Compounds and Radiopharmaceuticals*. 2018 3;61:126-40.
- [50] Obata A, Kasamatsu S, McCarthy DW, Welch MJ, Saji H, Yonekura Y, et al. Production of therapeutic quantities of ^{64}Cu using a 12 MeV cyclotron. *Nuclear Medicine and Biology*. 2003;30:535-9.
- [51] Aslam MN, Qaim SM. Nuclear model analysis of excitation functions of proton and deuteron induced reactions on ^{64}Zn and ^3He - and α -particle induced reactions on ^{59}Co leading to the formation of copper-61: Comparison of major production routes. *Applied Radiation and Isotopes*. 2014;94:131-40.
- [52] de Protección Radiológica (ICRP) CI. Publicación 103 Las Recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica; 2007.
- [53] Saeed A, Nafee SS, Shaheen SA, Raouf GA, Al-Hadeethi Y, Kamal SM, et al. Calculating the ambient dose equivalent of fast neutrons using elemental composition of human body. *Applied Mathematics and Computation*. 2016 2;274:604-10.
- [54] de Investigaciones Nucleares (ININ) IN. Protección radiológica: el cuidado del uso seguro de las radiaciones ionizantes;.
- [55] Musolino SV, Defranco J, Schlueck R. Commentary THE ALARA PRINCIPLE IN THE CONTEXT OF A RADIOLOGICAL OR NUCLEAR EMERGENCY; 2008.
- [56] Tse AN. Principios de protección radiológica en que se basa el reglamento del OIEA para el transporte de materiales radiactivos y experiencia en cuanto al transporte en condiciones normales y de accidente.
- [57] Friedberg EC, Wood RD, Walker GC, Schultz RA, Siede W, Ellenberger T. STRUCTURAL SHIELDING AND EVALUATION FOR MEGAVOLTAGE X-RAY AND GAMMA-RAY RADIOTHERAPY FACILITIES. ASM Press; 2006.
- [58] Contardi A, Facure A, Prinzi D, Cárdenas C, Hernandez R, Mulas P, et al.. FORO: CRITERIOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN INSTALACIONES CON CICLOTRÓN;.
- [59] Mansouri E, Mesbahi A, Malekzadeh R, Mansouri A. Shielding characteristics of nanocomposites for protection against X- and gamma rays in medical applications: effect of particle size, photon energy and nano-particle concentration. Springer Science and Business Media Deutschland GmbH; 2020.

- [60] Lee JH, Kim HN, Jeong HY, Cho SO. Optimization of shielding to reduce cosmic radiation damage to packaged semiconductors during air transport using Monte Carlo simulation. *Nuclear Engineering and Technology*. 2020 8;52:1817-25.
- [61] National Bureau of Standards. Radiological Safety Standard for the Design of Radiographic and Fluoroscopic Industrial X-ray Equipment. Washington, D.C.: U.S. Department of Commerce; 1965. Accessed November 26, 2024. Available from: <https://nvlpubs.nist.gov/nistpubs/Legacy/hb/nbshandbook63.pdf>.
- [62] Collaboration T. TOPAS User Documentation; 2024. Available from: <https://topas.readthedocs.io/en/latest/>.
- [63] Beninson D, Aires B, Dtnster HJ, Jacobi W, Jammet OHP, Kaul PA, et al.. Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation.;.