Universidad Nacional Mayor de San Marcos
Universidad del Perú. Decana de América
Facultad de Ciencias Físicas
Escuela Profesional de Física

Simulación del Blindaje del Búnker de un Acelerador Ciclotrón Utilizando el Código MCNP

TESIS

Para optar el Título Profesional de Licenciado en Física

AUTOR

Jhonny Antonio BENAVENTE CASTILLO

ASESOR

Dr. Galo PATIÑO CAMARGO

Lima, Perú

2022



Reconocimiento - No Comercial - Compartir Igual - Sin restricciones adicionales

https://creativecommons.org/licenses/by-nc-sa/4.0/

Usted puede distribuir, remezclar, retocar, y crear a partir del documento original de modo no comercial, siempre y cuando se dé crédito al autor del documento y se licencien las nuevas creaciones bajo las mismas condiciones. No se permite aplicar términos legales o medidas tecnológicas que restrinjan legalmente a otros a hacer cualquier cosa que permita esta licencia.

Referencia bibliográfica

Benavente, J. (2022). *Simulación del Blindaje del Búnker de un Acelerador Ciclotrón Utilizando el Código MCNP*. [Tesis de pregrado, Universidad Nacional Mayor de San Marcos, Facultad de Ciencias Físicas, Escuela Profesional de Física]. Repositorio institucional Cybertesis UNMSM.

Metadatos complementarios

Datos de autor	
Nombres y apellidos	Jhonny Antonio Benavente Castillo
Tipo de documento de identidad	DNI
Número de documento de identidad	41286749
URL de ORCID	http://orcid.org/0000-0002-9815-9321
Datos de asesor	
Nombres y apellidos	Galo Patiño Camargo
Tipo de documento de identidad	DNI
Número de documento de identidad	09458366
URL de ORCID	https://orcid.org/0000-0003-4626-1743
Datos del jurado	
Presidente del jurado	
Nombres y apellidos	José Fernando Márquez Pachas
Tipo de documento	DNI
Número de documento de identidad	21824638
Miembro del jurado 1	
Nombres y apellidos	Eduardo Bécquer Carrasco Solís
Tipo de documento	DNI
Número de documento de identidad	42100747
Miembro del jurado 2	
Nombres y apellidos	Oscar Rolando Baltuano Elías
Tipo de documento	DNI
Número de documento de identidad	10301565
Datos de investigación	

Línea de investigación	A.2.2.1. Estudio de Radioisótopos A.2.2.2. Física Médica
Grupo de investigación	Instrumentación Física y Aplicaciones - INFISA
Agencia de financiamiento	Sin financiamiento
Ubicación geográfica de la investigación	Edificio: R2 Soluções em Radiofarmacia País: Brasil Departamento: Rio de Janeiro Provincia: Rio de Janeiro Distrito: Duque de Caxias Latitud: -22.608246 Longitud: -43.298478 Edificio: Instituto de Investigación de la Facultad de Ciencias Físicas País: Perú Departamento: Lima Provincia: Lima Distrito: Lima Latitud: -12.0564232 Longitud: -77.0843327
Año o rango de años en que se realizó la investigación	Enero 2021 - Diciembre 2022
URL de disciplinas OCDE	Física atómica, molecular y química https://purl.org/pe-repo/ocde/ford#1.03.01 Física nuclear https://purl.org/pe-repo/ocde/ford#1.03.04

UNMSM
Firmado digitalmente por JIMENEZ TINTAYA Cesar Omar FAU 20148092282 soft
Motivo: Soy el autor del documento
Fecha: 10.03.2023 19:36:16 -05:00

Universidad Nacional Mayor de San Marcos

Universidad del Perú. Decana de América

FACULTAD DE CIENCIAS FÍSICAS

ESCUELA PROFESIONAL DE FÍSICA

ACTA DE SUSTENTACIÓN DE TESIS PARA OPTAR EL TÍTULO PROFESIONAL DE LICENCIADO EN FÍSICA

Siendo las 14:00 horas del miércoles 21 de diciembre del 2022, en Sala de Sesión Virtual de la Facultad de Ciencias Físicas, bajo la Presidencia del Mg. José Fernando Márquez Pachas (Presidente), Mg. Eduardo Bécquer Carrasco Solís (Miembro), Dr. Galo Patiño Camargo (Asesor) y el Mg. Oscar Rolando Baltuano Elías (Suplente), se dio inicio a la Sesión Pública de Sustentación de Tesis para la Licenciatura en Física, mediante la Modalidad M1, del Bachiller:

JHONNY ANTONIO BENAVENTE CASTILLO

Dando lectura al Resumen del Expediente, el Presidente del Jurado, invitó al Bachiller Jhonny Antonio Benavente Castillo a realizar una exposición de Trabajo de Tesis titulado: "Simulación del Blindaje del Búnker de un Acelerador Ciclotrón Utilizando el Código MCNP"

Concluida la exposición del candidato y luego de las preguntas de rigor por parte del Jurado, el Presidente, invitó al Bachiller y al público a abandonar momentáneamente la Sala de Sesión, para dar paso a la deliberación y calificación por parte del Jurado.

Al término de la deliberación del Jurado el Mg. José Fernando Márquez Pachas, invitó al candidato y al público a pasar a la Sala de Sesión, para dar lectura al Acta de Calificación, en cuyo contenido se ha registrado la nota obtenida por el bachiller, la misma que ha sido de:

APROBADO CON MÁXIMOS HONORES	19	DIECINUEVE
.....	.....	.....
(MENCIÓN)	(NÚMERO)	(LETRAS)

Habiendo concluido la Sustentación de la Tesis, el Presidente del Jurado, remitirá el Acta al Decano de la Facultad de Ciencias Físicas, quien la suscribirá dando fe de la realización del acto virtual de manera remota.

El Acta de Calificación será remitida al Director de la Escuela Profesional de Física quien a su vez solicitará la aprobación del Consejo de Facultad para el otorgamiento del Título Profesional de Licenciado en Física al Bachiller Jhonny Antonio Benavente Castillo.

Siendo las 15:50 horas, se dio por concluido el acto académico, expidiéndose tres (03) Actas originales de la Sustentación de la Tesis.

Ciudad Universitaria, 21 de diciembre de 2022.

Universidad Nacional Mayor de San Marcos
Universidad del Perú. Decana de América

FACULTAD DE CIENCIAS FÍSICAS

ESCUELA PROFESIONAL DE FÍSICA

Mg. José Fernando Márquez Pachas
PRESIDENTE

Mg. Eduardo Bécquer Carrasco Solís
MIEMBRO

Dr. Galo Patiño Camargo
ASESOR

Mg. Oscar Rolando Baltuano Elías
SUPLENTE

UNMSM
Firmado digitalmente por BUSTAMANTE DOMINGUEZ Angel Guillermo FAU 20148092282 soft
Motivo: Soy el autor del documento
Fecha: 14.03.2023 09:24:04 -05:00

Dr. Ángel Guillermo Bustamante Domínguez
DECANO DE LA FACULTAD DE CIENCIAS FISICAS

Datos de la plataforma virtual institucional del acto de sustentación:

Enlace:
https://us06web.zoom.us/j/83896398806?pwd=aUdTQzVSa3BjMTFXZElUUERmQ2Rodz09

ID de reunión: 838 9639 8806

Código de acceso: 725204

Grabación archivada en: https://fb.watch/j7lcpVrN2T/

Universidad Nacional Mayor de San Marcos
Universidad del Perú. Decana de América

FACULTAD DE CIENCIAS FÍSICAS

ESCUELA PROFESIONAL DE FÍSICA

INFORME DE EVALUACIÓN DE ORIGINALIDAD

1. Facultad: Ciencias Físicas
2. Escuela Profesional: Física
3. Autoridad Académica que emite el informe de originalidad: Mg. Jiménez Tintaya, César Omar
4. Apellidos y nombres de la autoridad académica: Mg. Jiménez Tintaya, César Omar
5. Operador del programa Informático de similitudes: Mg. Jiménez Tintaya, César
6. Documento evaluado: Tesis para optar el Título profesional de Licenciado en Física titulada "Simulación del Blindaje del Búnker de un Acelerador Ciclotrón Utilizando el Código MCNP"
7. Autor del documento: Jhonny Antonio Benavente Castillo
8. Fecha de recepción del documento: 30/11/22
9. Fecha de aplicación del programa informático de similitudes: 30/11/22
10. Software utilizado
    - Turnitin
11. Configuración del programa detector de similitudes
    - Excluye textos entrecomillados
    - Incluye Bibliografía
    - Excluye cadenas menores a 40 palabras
12. Porcentaje de similitudes según programa detector de similitudes: 5% (cinco por ciento)
13. Fuentes originales de las similitudes encontradas
    - zaguan.unizar.es < 1%
    - repositorio.ufmg.br < 1%
    - www.miem.gub.uy < 1%
    - renati.sunedu.gob.pe < 1%
    - hdl.handle.net< 1%
14. Observaciones: ninguna
15. Calificación de originalidad
    - Documento cumple criterios de originalidad, sin observaciones
16. Fecha del Informe: 30 de noviembre del 2022

UNMSM
Firmado digitalmente por JIMENEZ TINTAYA Cesar Omar FAU 20148092282 soft
Motivo: Soy el autor del documento
Fecha: 01.12.2022 08:30:36 -05:00

Firma del Evaluador

Dedico este trabajo con mucho amor para mi familia, en especial a mi mamá Olga, mis hermanos: Cinthia, Joao y Marie Anne, mis sobrinas Antonella y Catalina, por todo el apoyo incondicional.

A mi abuelita Fara, por ser un ejemplo de vida y fortaleza.

A mi padre Tony y a mi abuelo Antonio (in memoriam), por sus enseñanzas que perdurarán por siempre.

Agradecimientos

Agradezco, de forma especial, a Jeová Dios, por estar siempre conmigo y por guiarme por el sendero de la vida.

Un agradecimiento a mi asesor, el Dr. Galo Patiño Camargo, por el apoyo constante, por los sinceros actos de incentivo y por la confianza depositada durante este trabajo.

Un agradecimiento especial al amigo, Dr. Marco Aurélio de Souza Lacerda, por la disponibilidad siempre presente, por las valiosas enseñanzas y discusiones académicas.

Mis agradecimientos se extienden:

Al Dr. Joel Rojas Acuña por la colaboración, por el apoyo y por las valiosas discusiones que ayudaron en la realización de este trabajo.

Al grupo de la empresa R2 Soluções em Radiofarmácia Ltda, Dr. Sergio Chaves Cabral, Dr. Valdir Sciani, Adriano Oliveira dos Santos Goulart, Fábio Oliveira Neves por el apoyo e incentivo inestimable durante la realización de este trabajo.

A los amigos del CDTN, Dr. Daniel Campolina y Mg. Wilker Ferreira; al Dr. Evaldo Simões da Fonseca del Laboratório de Nêutrons del Instituto de Radioproteção e Dosimetria (LN/IRD), por su colaboración y por las valiosas discusiones académicas que ayudaron en la realización de este trabajo y por ofrecer la infraestructura del cluster para la realización de las simulaciones computacionales.

A los colegas del Departamento de Medicina Nuclear del Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas (DMN/INEN), en especial a la Dra. Patrícia Saavedra y al Mg. Alexander Cárdenas, por su inestimable apoyo y por la confianza depositada. A mis colegas y amigos de Física Médica, en especial a la Lic. Edith Neira y al Mg. Fernando Márquez, por el apoyo e incentivo inestimable durante la realización de este trabajo. A la Jefatura Institucional y la Dirección General de Radioterapia del INEN por la oportunidad de pertenecer a tan importante institución.

Un agradecimiento muy especial a Rosemary (Dina, Lara y Laila), y a mis siempre recordados José y Oralda Alves Braga, por todos los años vividos, por su cariño y apoyo incondicional.

Un agradecimiento muy especial a mi amada Denisse Prado, por su amor, comprensión y todo su apoyo incondicional.

Y a todos que de forma directa o indirecta ayudaron durante el desarrollo de este trabajo, muchas gracias.

"Es verdad que en un determinado momento

ninguna disciplina parece ser motivo de alegría,

pero para aquellos que han sido educados por ella,

la disciplina da el fruto de la justicia"

Hebreos *12:11*

Índice general

Dedicación I

Agradecimientos II

Índice general IV

Índice de figuras VI

Índice de cuadros VIII

Resumen X

Abstract XI

Abreviaciones XII

1. Introducción 1
- 1.1. Objetivos . . . 4
  - 1.1.1. Objetivo general . . . 4
  - 1.1.2. Objetivos específicos . . . 4
- 1.2. Hipótesis . . . 5

2. Fundamentos Teóricos 6
- 2.1. Acelerador ciclotrón . . . 6
  - 2.1.1. Princípio de operación . . . 7
- 2.2. Interacción de neutrones . . . 8
  - 2.2.1. Conceptos generales . . . 8
    - 2.2.1.1. Interacción de neutrones térmicos . . . 10
    - 2.2.1.2. Interacción de neutrones epitérmicos . . . 11
    - 2.2.1.3. Interacción de neutrones rápidos . . . 11
    - 2.2.1.4. Interacción de neutrones con la materia . . . 11
- 2.3. Magnitudes radiológicas . . . 12
  - 2.3.1. Número de partículas . . . 13
  - 2.3.2. Flujo . . . 13
  - 2.3.3. Fluencia y tasa de fluencia de partículas . . . 13
  - 2.3.4. Equivalente de dosis ambiental . . . 14

2.4. Espectrometría de neutrones . . . 14
2.5. El método de Monte Carlo . . . 15
2.5.1. El código computacional MCNP . . . 16
2.5.2. Estructura del archivo de entrada MCNP . . . 17
2.5.2.1. Título del Problema . . . 17
2.5.2.2. Descripción de las Células (*Cell Cards*) . . . 18
2.5.2.3. Descripción de las Superficies (*Surface Cards*) . . . 18
2.5.2.4. Descripción de los Datos Físicos (*Data Cards*) . . . 18
Tipo de radiación (*MODE Card*) . . . 18
Importancia (*IMP Card*) . . . 19
Especificación del material (*Material Card*) . . . 19
Fuente de radiación (*Radiation Source Term*) . . . 19
Estimador (*Tally*) . . . 20
2.5.3. Determinación de la media, varianza y desviación estándar en el MCNP 20
2.5.4. Estimación del error relativo en el MNCP . . . 21

3. Métodos y Resultados **22**
3.1. Cíclotron GE *PETtrace-8* . . . 22
3.2. Modelo computacional para el cálculo de blindaje del *búnker* del ciclotrón *PETtrace* . . . 23
3.2.1. Modelo computacional del *búnker* del ciclotrón . . . 23
3.2.2. Modelo computacional del acelerador ciclotrón . . . 28
3.2.3. Materiales utilizados en el modelo computacional con el código MCNP 31
3.3. Metodología de cálculo . . . 33
3.3.1. Determinación del término fuente de radiación . . . 33
3.3.1.1. Consideraciones para estimar el termino fuente de radiación . 33
3.3.1.2. Modelamiento y término fuente de radiación del blanco del ciclotrón *PETtrace 880* . . . 36
3.4. Validación del modelo computacional MCNP . . . 39
3.4.1. Irradiación en *Single Beam* . . . 44
3.4.2. Irradiación en *Dual Beam*: Caso 1 . . . 46
3.4.3. Irradiación en *Dual Beam*: Caso 2 . . . 48
3.5. Comparación de las tasas de equivalente de dosis ambiental - *GE PETtrace* 890 50
3.6. Cálculo de blindaje del *búnker* del ciclotrón *GE PETtrace* 890 . . . 53
3.6.1. Irradiación en *Dual Beam*: Caso 3 . . . 53
3.6.2. Mapeo del campo de radiación alrededor del ciclotrón *GE PETtrace* 890 58

4. Conclusiones **90**

Bibliografía **92**

Índice de figuras

2.1. Esquema del ciclotrón *PETtrace* con sus principales partes o subsistemas. . . 8
2.2. Estructura de un ciclotrón mostrando el imán, la estructura "Dz la fuente de iones. 9
2.3. (a) Extracción de iones en la fuente de iones y (b) principio de la trayectoria del haz en una estructura "*D*". 9

3.1. Esquema de la planta del acelerador ciclotrón *PETtrace*. 23
3.2. Modelo computacional del *búnker* del ciclotrón en 2D en el plano XY visualizado con el *software* VISED. 25
3.3. Modelo computacional del *búnker* del ciclotrón en 2D en el plano XZ visualizado con el *software* VISED. 26
3.4. Modelo computacional del *búnker* del ciclotrón en 2D en el plano YZ visualizado con el *software* VISED. 27
3.5. Modelo computacional completo del acelerador ciclotrón *PETtrace* detallando sus componentes en 2D con el *software* VISED. 28
3.6. Modelo computacional del ciclotrón, de los blancos, del *búnker* y de las áreas adyacentes visualizados en 2D con el *software* VISED. 30
3.7. Blanco autoblindado Nb-27 del ciclotrón *PETtrace 880* presentando su estructura ensamblada y sin ensamblar, y detallando cada uno de sus principales componentes. 35
3.8. Modelo computacional del blanco autoblindado Nb-27 del cíclotron *PETtrace 880*. 37
3.9. Anisotropía horizontal del campo de radiación neutrónico durante el bombardeo de protones al blanco de $[^{18}O]H_2O$. 39
3.10. Puntos de medición del estudio radiométrico en el *búnker* del ciclotrón. 40
3.11. Puntos de medición del estudio radiométrico en el *búnker* del ciclotrón en 2D visualizado con el *software* VISED. 41
3.12. Plano de corte XY - M1: tubos y canales de las líneas de transferencia ^{18}F. . 60
3.13. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XY - M1: tubos y canales de las líneas de transferencia ^{18}F. 61
3.14. Plano de corte XY – M2: Blanco 1 (T_1). 62
3.15. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XY – M2: Blanco 1 (T_1.) 63
3.16. Plano de corte XY – M3: Conductos de ventilación y extracción - *búnker*. . . 64
3.17. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XY – M3: Conductos de ventilación y extracción - *búnker*. 65
3.18. Plano de corte XY – M4: Conductos de ventilación y extracción – losa de azotea *búnker*. 66

3.19. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XY – M4: Conductos de ventilación y extracción – losa de azotea *búnker*. 67
3.20. Plano de corte XZ – M5: Blancos 1 y 4 (T_1 y T_4). 68
3.21. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XZ – M5: Blancos 1 y 4 (T_1 y T_4). 69
3.22. Plano de corte XZ – M6: Conductos de ventilación y extracción - *búnker*. . . . 70
3.23. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XZ – M6: Conductos de ventilación y extracción - *búnker*. 71
3.24. Plano de corte XZ – M7: Conductos de ventilación y extracción – pared *búnker*. 72
3.25. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XZ – M7: Conductos de ventilación y extracción – pared *búnker*. 73
3.26. Plano de corte YZ – M8: Conducto de ventilación – losa de azotea 1. 74
3.27. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M8: Conducto de ventilación – losa de azotea 1. 75
3.28. Plano de corte YZ – M9: Conducto de ventilación – losa de azotea 2. 76
3.29. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M9: Conducto de ventilación – losa de azotea 2. 77
3.30. Plano de corte YZ – M10: Conducto de ventilación – *búnker*. 78
3.31. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M10: Conducto de ventilación – *búnker*. 79
3.32. Plano de corte YZ – M11: Blancos 1 y 4 (T_1 y T_4). 80
3.33. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M11: Blancos 1 y 4 (T_1 y T_4). 81
3.34. Plano de corte YZ – M12: Puerta *búnker*. 82
3.35. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M12: Puerta *búnker*. 83
3.36. Plano de corte YZ – M13: Conducto de extracción – *búnker*. 84
3.37. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M13: Conducto de extracción – *búnker*. 85
3.38. Plano de corte YZ – M14: Conducto de extracción – losa de azotea 1. 86
3.39. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M14: Conducto de extracción – losa de azotea 1. 87
3.40. Plano de corte YZ – M15: Conducto de extracción – losa de azotea 2. 88
3.41. *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M15: Conducto de extracción – losa de azotea 2. 89

Índice de cuadros

2.1. Magnitudes calculadas por el código MCNP. 20
2.2. Interpretación del error relativo R. 21

3.1. Especificación de los materiales en términos de fracciones de peso para el cálculo de blindaje con el código MCNP. 32
3.2. Producción de neutrones durante el bombardeo de protones en el ciclotrón para la producción de ^{18}F (15 MeV de energía y 80 μA de corriente), proporcionada por el fabricante (*GE Healthcare*) 36
3.3. Término fuente de radiación de neutrones y de radiación gamma generados durante el bombardeo de protones con los componentes del blanco [^{18}O]H_2O. Resultados normalizados a 80 μA 38
3.4. Distancias de referencia desde los puntos hasta el área fuera del *búnker*. . . . 41
3.5. Coordenadas de los blancos (T_1 y T_4) y puntos de medición (P_j) y distancia de los puntos a los blancos. 42
3.6. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Control de Calidad - Lab. Expansión (Puntos A). 44
3.7. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Externa (Puntos B). 44
3.8. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Central de Gases (Puntos C). 45
3.9. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Técnica (Puntos D). 45
3.10. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Losa de Azotea (Puntos T). 45
3.11. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Puerta del *Búnker*. 46
3.12. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Control de Calidad - Lab. Expansión (Puntos A). 46
3.13. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Externa (Puntos B). 46
3.14. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Central de Gases (Puntos C). 47
3.15. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Técnica (Puntos D). 47
3.16. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Losa de Azotea (Puntos T). 47

3.17. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Puerta del *Búnker*. 48
3.18. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Control de Calidad - Lab. Expansión (Puntos A). 48
3.19. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Externa (Puntos B). 48
3.20. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Central de Gases (Puntos C). 49
3.21. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Técnica (Puntos D). 49
3.22. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Losa de Azotea (Puntos T). 49
3.23. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Puerta del *Búnker*. 50
3.24. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Control de Calidad - Lab. Expansión (Puntos A). 51
3.25. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Externa (Puntos B). 52
3.26. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Central de Gases (Puntos C). 52
3.27. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Técnica (Puntos D). 52
3.28. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Losa de Azotea (Puntos T). 53
3.29. Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Puerta del *Búnker*. 53
3.30. Descripción de los puntos de interés y de los factores ocupacionales. 56
3.31. Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 – Control de Calidad – Lab. Expansión (Puntos A) 56
3.32. Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 - Área Externa (Puntos B). 57
3.33. Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 - Central de Gases (Puntos C). 57
3.34. Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 - Área Técnica (Puntos D). 57
3.35. Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 - Losa de Azotea (Puntos T). 58
3.36. Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 - Puerta del *Búnker*. 58
3.37. Limites de dosis de la norma CNEN-NN-3.01. 58
3.38. Puntos M1 - M15 para evaluar el mapeo del campo de radiación de neutrones en los planos XY, XZ y YZ. 59

Resumen

Simulación del Blindaje del Bunker de un Acelerador Ciclotrón Utilizando el Código MCNP

por Jhonny Antonio Benavente Castillo

El uso de técnicas de simulación utilizando el método de Monte Carlo en instalaciones de un ciclotrón, es fuertemente recomendable para la caracterización completa del campo de radiación de neutrones. La empresa R2 Soluções em Radiofarmácia Ltda., instaló una unidad de producción de radiofármacos por medio de un ciclotrón en el Estado de Rio de Janeiro, Brasil, con el objetivo principal de producir radioisótopos para la síntesis de radiofármacos PET. La instalación R2/RJ ya está construida, actualmente operativa y con producción rutinaria desde principios de enero de 2020. El código de Monte Carlo MCNP fue utilizado para realizar el cálculo de blindaje y de esta manera verificar el cumplimiento de los requisitos de seguridad del *búnker*, con respecto al blindaje y sus penetraciones. Se desarrolló un modelo computacional del acelerador ciclotrón *PETtrace* 880, así como, el de sus blancos para la generación del término fuente de radiación (*radiation source term*) de neutrones. Los resultados de las simulaciones mostraron valores de tasas de equivalente de dosis ambiental de neutrones satisfactorios y en buena concordancia, con respecto a los valores experimentales. El blindaje de la unidad de producción de radiofármacos del ciclotrón en el Estado de Rio de Janeiro, permite operar con seguridad el acelerador dentro de los límites establecidos por la norma CNEN-NE -3.01, y que el aumento del rendimiento ("*upgrade*") del ciclotrón para el *PETtrace* 890 puede ser realizado.

Palabras clave: Ciclotrón PET; MCNP6; blanco de $[^{18}O]H_2O$; ^{18}F.

Abstract

Bunker Shielding Simulation of a Cyclotron Accelerator using MCNP

by Jhonny Antonio Benavente Castillo

The use of simulation techniques using the Monte Carlo method in cyclotron installations is strongly recommended for the complete characterization of the neutron radiation field. The company R2 Soluções em Radiofarmácia Ltda installed a cyclotron radiopharmaceutical production unit in the State of Rio de Janeiro, Brazil, with the main objective of producing radioisotopes for the synthesis of PET radiopharmaceuticals. The R2/RJ facility is already built, currently operational and in routine production since the beginning of January 2020. The Monte Carlo code MCNP was used to perform the shielding calculation to verify compliance with bunker security requirements, with regarding shielding and its penetrations. A computational model of the PETtrace 880 cyclotron accelerator, as well as its targets for the generation of the neutron radiation source term, was developed. The results of the simulations showed values of neutron ambient dose equivalent rates that were satisfactory and in good agreement with the experimental values. The annual dose limits for occupationally exposed workers (TOE) and the public, established by the CNEN-NE -3.01 standard. The shielding of the cyclotron radiopharmaceutical production unit in the State of Rio de Janeiro allows the accelerator to operate safely within the limits established by current legislation, and that the increase in performance ("upgrade") of the cyclotron for PETtrace 890 can be realized.

Keywords: PET cyclotron; MCNP6; target of $[^{18}O]H_2O$; ^{18}F.

Abreviaciones

ASTM	**A**merican **S**ociety for **T**esting and **M**aterials
CDTN	**C**entro de **D**esenvolvimento da **T**ecnologia **N**uclear
CNEN	**C**omissão **N**acional da **E**nergia **N**uclear
ENDF	**E**valuated **N**uclear **D**ata **F**ile
FDG	2-**f**luordeoxi-**D**-glicose
GE	**G**eneral **E**lectric **C**ompany
ICRP	**I**nternational **C**ommission on **R**adiological **P**rotection
ICRU	**I**nternational **C**ommission on **R**adiation **U**nits and **M**easurements
IEN	**I**nstituto de **E**ngenharia **N**uclear
ISO	**I**nternational **O**rganization for **S**tandardization
LANL	**L**os **A**lamos **N**ational **L**aboratory
LTF	**L**iquid **F**illed **T**arget
MC	**M**onte **C**arlo
MCNP	**M**onte **C**arlo **N**-**P**article
MCNP6	**M**onte **C**arlo **N**-**P**article Version 6
MCNPX	**M**onte **C**arlo **N**-**P**article e**X**tended
MN	**M**edicina **N**uclear
NCRP	**N**ational **C**ouncil on **R**adiation **P**rotection and **M**easurements
PET	**P**ositron **E**mission **T**omography
RF	**R**adio **F**requency
Tally	**E**stimador o **D**etector
TOE	**T**rabajadores **O**cupacionalmente **E**xpuestos
UPPR	**U**nidade de **P**esquisa e **P**rodução de **R**adiofármaco

Capítulo 1

Introducción

Durante muchos años, la Medicina Nuclear (*Nuclear Medicine*, en inglés) ha empleado una revolucionaria técnica de diagnóstico por imágenes, conocida como Tomografía por Emisión de Positrones (PET), la cual es capaz de producir imágenes tridimensionales de los procesos funcionales del cuerpo. La técnica PET utiliza el principio de detección de coincidencia de dos fotones de aniquilación resultantes de la descomposición de un radionucleido emisor de positrones para medir la distribución de radiotrazadores dentro de los tejidos [1].

La aceptación de las imágenes PET se debe en gran parte al desarrollo de radiofármacos, en particular ^{18}F, marcados en la molécula 2-fluorodesoxi-D-glucosa (FDG), como factor determinante en la expansión de la técnica. La producción de ^{18}F se realiza mediante aceleradores de partículas ciclotrón mediante el bombardeo de agua enriquecida en ^{18}O con protones, mediante la reacción (p, n) que transforma el ^{18}O en ^{18}F. Además del ^{18}F, los aceleradores de ciclotrón también son utilizados en la producción de otros importantes radionucleidos PET (^{11}C, ^{13}N, ^{15}O, ^{124}I, ^{64}Cu, entre otros) [2].

Durante la producción de estos radionucleidos, radiación de *bremsstrahlung*, rayos X característicos, radiación gamma y neutrones son producidos en forma de radiaciones secundarias, debido a la aceleración del haz de partículas cargadas y a la irradiación de los blancos dentro del ciclotrón. Los neutrones producidos durante el funcionamiento del ciclotrón contribuyen a la exposición directa o indirecta de los trabajadores ocupacionalmente expuestos (TOE), debido al aumento de la radiación de fondo del *búnker*. Muchos elementos del concreto y los componentes del acelerador pueden ser activados por el campo de neutrones produciendo radionucleidos de media vida prolongada como el ^{60}Co y el ^{134}Cs. Adicionalmente, hay un

aumento en las emisiones de gases radiactivos por la activación de elementos del aire dentro del *búnker*, lo que constituye un problema para la radioprotección de los miembros del público [3–5].

La energía de los neutrones dentro de un ambiente cerrado como el de un *búnker* de concreto puede variar significativamente, lo que hace que el conocimiento del espectro neutrónico sea fundamental para la correcta medición y posterior evaluación de las dosis a las que están sujetos los trabajadores expuestos a este tipo de radiación [6].

La magnitud física básica en protección radiológica y espectrometría de neutrones es la fluencia en energía de neutrones $\Phi(E)$. La ICRU (Comisión Internacional de Medidas y Unidades de Radiación, en español) definió como magnitud operacional el equivalente de dosis ambiental $H^*(d)$ utilizada para el monitoreo del área [7]. La magnitud $H^*(d)$, es definida como el valor del equivalente de dosis producido en un correspondiente campo de radiación expandido y alineado en la esfera ICRU a una profundidad d. En dosimetría de neutrones, una de las magnitudes operacionales más relevantes es el equivalente de dosis ambiental definido a una profundidad de 10 mm $H^*(10)$ [1, 8].

La dosimetría de radiación de neutrones es una de las tareas más complicadas en la protección radiológica y está relacionada principalmente a la definición de las magnitudes operacionales o a los problemas de orden práctica en la concepción y calibración de instrumentos. El desarrollo de instrumentos de medición con respuestas precisas en $H^*(10)$ en todos los rangos de energía y diferentes ángulos de irradiación es uno de los mayores problemas en la metrología de neutrones debido a que los mecanismos de interacción en el detector de radiación son diferentes a los del cuerpo humano [9]. Otro aspecto crítico en la dosimetría es la calibración, los instrumentos de medida deben responder en un amplio rango de energía para cubrir todo el rango energético del espectro de neutrones, de este modo, neutrones térmicos y haces cuasi-monoenergéticos fueron estandarizados en campos de referencia ISO con el fin de calibrar los instrumentos de medida [10].

La simulación de instalaciones con neutrones en varios rangos de energía se puede realizar para fines de calibración, como se indica en la norma ISO 12789 [11]. Los principales requisitos para calificar una instalación simulada son mantener las condiciones de repetibilidad de las condiciones de irradiación, que no es trivial en un ambiente complejo como el de un reactor nuclear o un acelerador de partículas, y el conocimiento del campo de radiación mediante mediciones y/o cálculos de espectrometría. La confiabilidad del sistema de espectrometría debe

garantizarse mediante calibración y validación frente a estándares metrológicos reconocidos a nivel nacional o internacional [11].

La dosimetría de neutrones aplicada a protección radiológica se ha convertido en el objetivo de estudios dosimétricos, lo cual es evidenciado en las recomendaciones del Consejo Nacional de Medidas y Protección Radiológica (NCRP en inglés), Informe Nº. 144 [3]. Este informe destaca el uso del método Monte Carlo y la poca cantidad de mediciones experimentales en ciclotrones sin blindaje que confirmen los resultados de los cálculos teóricos.

En el Brasil, Rela y colaboradores [12] verificaron el diseño del blindaje del ciclotrón de la Unidade de Pesquisa e Produção de Radiofármaco (UPPR) del Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN), utilizando las metodologías de cálculo recomendadas en la NCRP 144 y 151 [13, 14]. Los resultados obtenidos fueron satisfactorios desde el punto de vista de la protección radiológica. Las tasas de $H^*(10)$ variaron de 0,12 a 1,64 mSv.a^{-1}. La tasa de dosis máxima anual se encontraba en el taller de la instalación.

En el 2008, Dalle [15] también evaluó el diseño del blindaje del ciclotrón de la UPPR/CDTN, utilizando el código MCNP5 y las secciones eficaces de la biblioteca LA 150 (ENDF/B-VI versión 6) para energías de protones incidentes por debajo de los 20 MeV como fuente de consulta. Sus resultados fueron satisfactorios al compararlos con los límites de dosis establecidos para los TOE y para los miembros del público previstos en la norma CNEN NN 3.01 [16].

En el 2010, da Silva estableció una metodología para minimizar las dosis recibidas por los TOE en las instalaciones de los aceleradores ciclotrón, CV-28 y RDS-111 del Instituto de Ingenharia Nuclear (IEN). El desarrollo de la metodología se basó en datos experimentales para la reacción $O^{18}(p,n)F^{18}$ de ciclotrones y en el desarrollo de modelos computacionales utilizando el método Monte Carlo [17].

En el 2017, Benavente [18] propuso una metodología para mapear el flujo de neutrones dentro del *búnker* de la UPPR/CDTN y estimar el término fuente de radiación para los campos de neutrones del ciclotrón *GE PETtrace-8* durante la producción de ^{18}F. El autor utilizó medidas experimentales y simulaciones computacionales con el código MCNPX. Valores de tasas de $H^*(10)$ fueron medidas con el detector *Berthold LB6411* en puntos del *búnker* de la línea externa, donde los niveles de radiación eran menos intensos. Adicionalmente, Benavente utilizó láminas de activación de oro, níquel e indio, en algunos puntos del *búnker* del ciclotrón. En este caso, se implementó el método de irradiaciones intermitentes y se utilizaron para la irradiación de las láminas de activación. Las tasas de reacción y las tasas de fluencia de neutrones se

determinaron a partir de las actividades inducidas en las hojas de activación utilizando la normas ASTM (*American Society for Testing and Materials*) [19, 20]. Se propusieron dos modelos de término fuente de radiación para simular protones de 16,5 MeV para la producción de ^{18}F .

1.1. Objetivos

1.1.1. Objetivo general

El objetivo principal del presente trabajo de investigación es calcular el blindaje mediante el código MCNP del *búnker* del ciclotrón *PETtrace* 880 de la unidad de producción R2/RJ.

1.1.2. Objetivos específicos

Los objetivos específicos de este trabajo de investigación son:

- Desarrollar un modelo computacional completo y detallado de los blancos, del acelerador ciclotrón *PETtrace* 880 y sus componentes, del *búnker*, de las penetraciones (tubos para pasaje de los cables eléctricos del ciclotrón y canales de las líneas de transferencia del ^{18}F) de los conductos de ventilación y extracción, de la puerta del *búnker*, y de las áreas adyacentes, como las salas de control de calidad, laboratorio de expansión, área externa (lateral al edificio), central de gases y área técnica;
- Estimar el término fuente de radiación de neutrones a partir de simulaciones del bombardeo de protones de 16,5 MeV en un blanco de [^{18}O]H_2O durante la producción de ^{18}F;
- Validar el modelo computacional del cálculo de blindaje a partir de la comparación entre los resultados de las medidas obtenidas en el levantamiento radiométrico alrededor del *búnker* del ciclotrón y las simulaciones con el código MCNP6;
- Determinar los valores de tasa de equivalente de dosis ambiental de neutrones para las condiciones máximas del acelerador, "*upgrade*" del acelerador ciclotrón *PETtrace* 890.

1.2. Hipótesis

- El desarrollo de un modelo computacional completo y detallado del acelerador ciclotrón *PETtrace* 880 y sus componentes, del *búnker*, y de las áreas adyacentes, permitirán estimar las magnitudes de interés en las simulaciones con el código MCNP6;
- El bombardeo de protones de 16,5 MeV en un blanco de $[^{18}O]H_2O$ durante la producción de ^{18}F permitirá estimar el término fuente de radiación de neutrones a partir de simulaciones con el código MCNP6;
- El modelo computacional del cálculo de blindaje será validado a partir de la comparación entre los resultados de las medidas obtenidas en el levantamiento radiométrico alrededor del *búnker* del ciclotrón y las simulaciones con el código MCNP6;
- Los valores de tasa de equivalente de dosis ambiental de neutrones para las condiciones máximas del acelerador ciclotrón *PETtrace* 890 serán determinados para demostrar que el blindaje del *búnker* es seguro en términos de protección y seguridad radiológica para la producción de ^{18}F.

Este trabajo está organizado en cuatro capítulos. En el capítulo 2 se presenta una revisión bibliográfica sobre el acelerador ciclotrón y su principio de funcionamiento, la interacción de los neutrones con la materia, las magnitudes radiológicas relevantes para la dosimetría y la protección radiológica y una breve descripción del código computacional MCNPX. En el capítulo 3 se presenta la metodología empleada sobre el desarrollo del modelo computacional del ciclotrón, de los blancos, del *búnker* y de las áreas adyacentes, una breve descripción de los materiales utilizados en el modelo computacional. En el mismo capítulo 3 se presentan y discuten los resultados obtenidos en las simulaciones, la validación del modelo computacional a partir de las medidas experimentales, la comparación entre los valores de las tasas de equivalente de dosis ambiental, el cálculo de blindaje del *búnker* del ciclotrón y el mapeo del campo de radiación alrededor del ciclotrón *PETtrace* 890. Finalmente, en el capítulo 4 se presentan las conclusiones finales sobre el trabajo.

Capítulo 2

Fundamentos Teóricos

2.1. Acelerador ciclotrón

El acelerador ciclotrón es una máquina la cual acelera iones en el vacío a través de un campo eléctrico alterno, a lo largo de órbitas circulares de radio creciente en un campo magnético, dando como resultado una trayectoria en espiral a lo largo de la trayectoria de aceleración. Los ciclotrones se diseñan en diferentes tamaños dependiendo de la función para la que están destinados, principalmente de la característica y tipo de producción del radionúclido.

Las características básicas de todos los ciclotrones son las mismas, a diferencia de los ciclotrones más modernos, estos son compuestos principalmente por [21, 22]:

- Fuente de iones, el cual genera iones positivos o negativos que se aceleran. Está ubicado en el centro del ciclotrón.
- Sistema de extracción, que dirige el haz de partículas internas con el orificio de salida del haz seleccionado. En el caso de los iones negativos acelerados, al final de la trayectoria, atraviesan una fina lámina de carbono, pierden electrones y se convierten en iones positivos, permitiendo que el haz sea dirigido por el sistema de magnetos.
- Sistema de magnetos o imanes, el cual proporciona el campo magnético que mantiene las partículas aceleradas en órbitas controladas. En combinación con el blindaje del campo de radiación, integrado opcionalmente, el sistema de imanes también atenúa la radiación en algún grado.

- Sistema de vacío, el cual permite mantener el nivel de vacío de la cámara al nivel de presión necesario para permitir que las partículas se aceleren con menores pérdidas de haz (*low gas stripping*). El vacío también proporciona aislamiento para los campos de radiofrecuencia de alto voltaje.

- Sistema de radiofrecuencia (RF), el qual proporciona el potencial de aceleración de partículas. El voltaje de aceleración se alterna con una frecuencia que es un múltiplo par de la frecuencia de la revolución de la órbita de las partículas en el ciclotrón.

- Sistema de blancos, en el cual el haz de iones es direccionado para que después de una de las reacciones nucleares se produzca el radionúclido de interés. Después de la irradiación, el blanco, que puede ser líquido, sólido o gaseoso, se envía al sistema radioquímico para su posterior procesamiento.

La Figura 2.1 muestra el esquema del ciclotrón *PETtrace* con sus principales partes o subsistemas.

2.1.1. Princípio de operación

Según la teoría de la electrodinámica, la frecuencia de rotación de una partícula cargada que viaja en un campo magnético es independiente del radio de la órbita. La energía de la partícula aumenta a medida que aumenta la velocidad de la partícula. Esta característica es utilizada por el ciclotrón para producir partículas de energías razonablemente altas en un espacio relativamente reducido. La región de aceleración del ciclotrón se coloca entre los polos de un campo magnético homogéneo (Figura 2.2) [1].

El campo magnético del ciclotrón, aplicado perpendicularmente al plano de la órbita de los iones, permite que estos viajen en órbitas circulares. Para el caso del acelerador *PETtrace*, el campo magnético es aproximadamente 2.0 T [1, 24].

En el acelerador *PETtrace*, los iones de hidrógeno (H^-) o deuterio (D^-), producidos en la fuente de iones, se aceleran fuera del centro. Los iones se aceleran por la acción de un campo eléctrico alterno, producido entre dos o más electrodos en forma de D, denominados "*D*", entre los cuales los iones pasan sucesivamente en cada giro (Figura 3). La polaridad de los electrodos se invierte en sincronía con el paso de los iones, de modo que los iones ganan impulso con cada paso. Dado que la frecuencia de rotación de las partículas permanece constante con

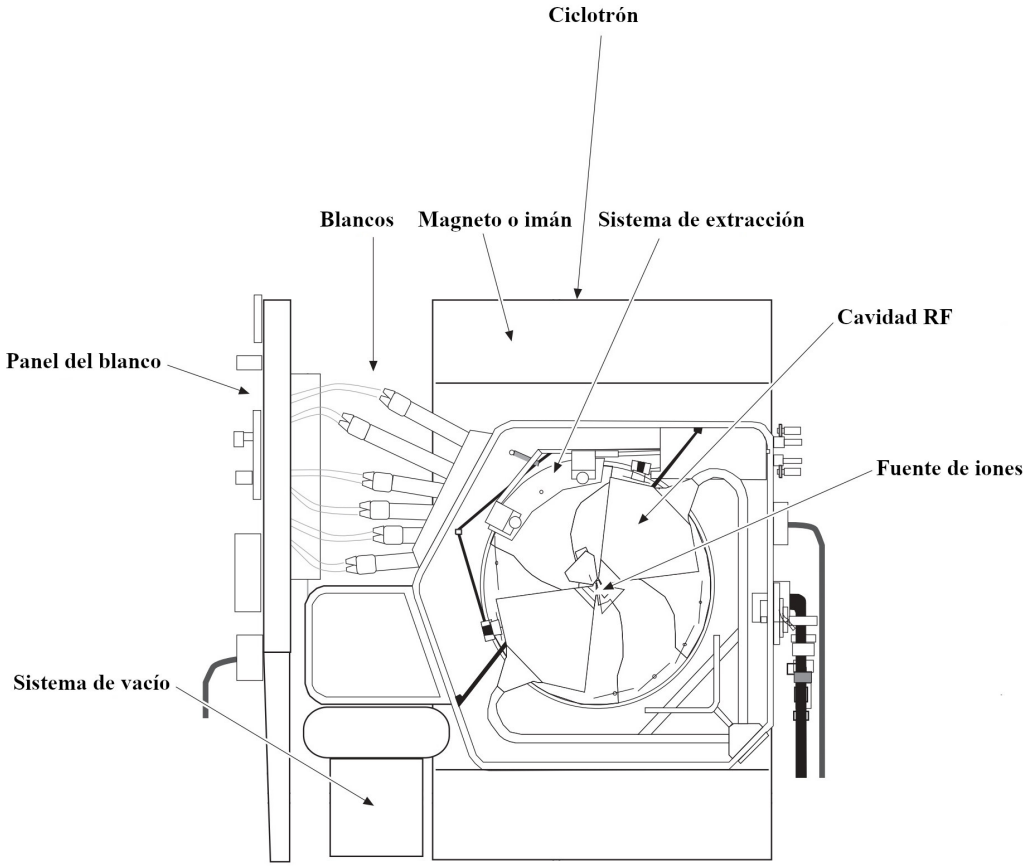


FIGURA 2.1: Esquema del ciclotrón *PETtrace* con sus principales partes o subsistemas.

Fuente: Adaptado de [23]

el aumento de la energía de las partículas, el diámetro de la órbita aumenta hasta que la partícula se puede extraer al borde exterior de la máquina [1].

2.2. Interacción de neutrones

2.2.1. Conceptos generales

El descubrimiento del neutrón en 1932 por James Chadwick fue de fundamental importancia en el desarrollo de las ciencias nucleares. La masa relativamente alta y la ausencia de carga eléctrica son propiedades especialmente interesantes de los neutrones que les otorgan numerosas aplicaciones científicas y tecnológicas.

Los neutrones pueden ser generados en reactores nucleares, por medio de la aceleración de partículas, fuentes radioisotópicas, etc. En los diferentes casos, los neutrones son removidos

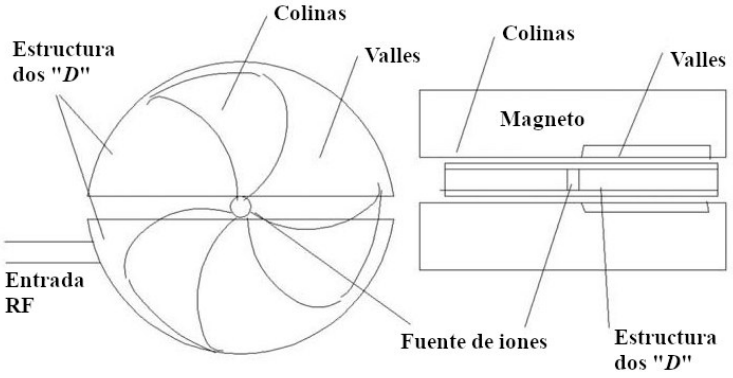


FIGURA 2.2: Estructura de un ciclotrón mostrando el imán, la estructura "Dz la fuente de iones.

Fuente: Adaptado de [1]

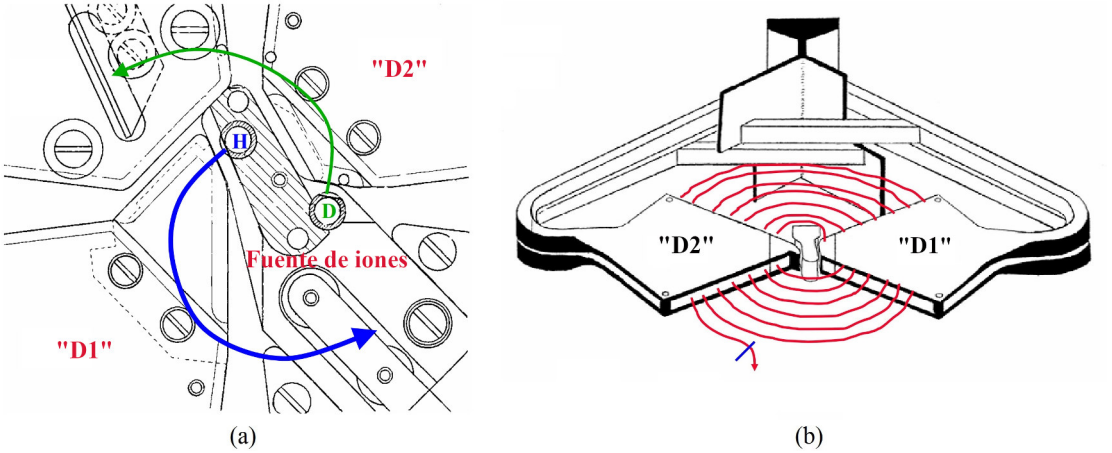


FIGURA 2.3: (a) Extracción de iones en la fuente de iones y (b) principio de la trayectoria del haz en una estructura "D".

Fuente: Adaptado de [24]

del núcleo del átomo por algún proceso de reordenamiento nuclear y, por lo tanto, pueden presentar un espectro en energía que va desde neutrones de baja energía ($E_n < 2 \times 10^{-7}$ eV) hasta neutrones de alta energía ($E_n > 100$ MeV) [25].

Es conveniente clasificar los neutrones según sus energías. Esta clasificación en grupos de energía es arbitraria. A continuación se presenta una de las clasificaciones de neutrones más utilizadas en términos de energía:

Neutrones térmicos:	$E_n \leq 0,025$ eV
Neutrones epitérmicos:	$0,025$ eV $< E_n \leq 10$ keV
Neutrones lentos:	10 keV $< E_n \leq 100$ keV
Neutrones rápidos:	100 keV $< E_n \leq 10$ MeV
Neutrones relativistas:	$E_n \geq 10$ MeV

Sin embargo, en el estudio de dosimetría de neutrones, generalmente solo se consideran tres rangos de energía, donde la energía de corte de cadmio se considera y clasifica de la siguiente manera [26]:

Neutrones térmicos:	$E_n \leq 0,4$ eV
Neutrones epitérmicos:	$0,4$ eV $< E_n \leq 100$ keV
Neutrones rápidos:	100 keV $< E_n \leq 20$ MeV

2.2.1.1. Interacción de neutrones térmicos

Se denominan neutrones térmicos, aquellos cuya distribución de energía es la misma que la de los átomos y moléculas del medio en el que interactúan. La consecuencia de esta interacción es el equilibrio térmico de los neutrones con el medio objetivo, permaneciendo más tiempo en las proximidades de los núcleos, lo que aumenta la probabilidad de ser capturados. Estos neutrones cuando son capturados por el núcleo comúnmente producen reacciones de captura, pero también pueden ocurrir reacciones del tipo (n, γ), (n, p), (n, α) o (n, f) [26].

En condiciones de equilibrio térmico, su distribución sigue la distribución de Maxwell de velocidades, como se describe en la Ecuación 2.1:

$$n(v)dv = \frac{4nv^2}{\sqrt{\pi}} \left[\frac{m}{2kT}\right]^{3/2} e^{m/2kT} dv \tag{2.1}$$

donde, $n(v)dv$ es el número de densidad con valores de velocidad comprendidos entre v y $v + dv$; m es la masa del neutrón; k es la constante de Boltzmann; y T es la temperatura absoluta en Kelvin. La densidad total de neutrones viene dada por:

$$n_{th} = \int_0^\infty n(v)vdv$$

La velocidad más probable es:

$$v_0 = \left[\frac{2kT}{m}\right]^{1/2}$$

Con magnitud de 2200 $m.s^{-1}$ y una energía media de $E_0 = kT = \frac{1}{2}mv_0^2$ de 0,0253 eV a una temperatura de 20 °C. Teoricamente, se sabe que la energía de los neutrones térmicos depende de la temperatura ambiente donde interactúan y, aunque estos no presenten la misma energía, la mayoría se acercan al valor más probable. Se considera que todos los neutrones térmicos tienen energías por debajo de los 0,4 eV, considerada como la energía de corte de la absorción de cadmio [26].

2.2.1.2. Interacción de neutrones epitérmicos

Los neutrones epitérmicos son produzidos a partir de la colisión elástica de neutrones rápidos y materiales con número atómico bajo. Los neutrones moderados con este tipo de interacción tienen un espectro proporcional a $1/E$ y su distribución es proporcional al inverso de la velocidad $1/v$.

Las interacciones de los neutrones epitérmicos incluyen la interacción $1/v$ para neutrones térmicos, pero para los elementos con números atómicos intermedios y superiores, las reacciones (n, p), (n, α), (n, f) y las dispersiones inelásticas (n, n')) son posibles [26].

2.2.1.3. Interacción de neutrones rápidos

Los neutrones rápidos presentan una energía mayor a algunas centenas de keV. En este intervalo de energía, los neutrones tienen energía suficiente para interactuar con la gran mayoría de núcleos a través de reacciones de umbral, y no solo por captura o dispersión de neutrones [26].

2.2.1.4. Interacción de neutrones con la materia

La interacción de los neutrones con la materia se puede dividir en dos procesos principales considerando el estado energético del núcleo blanco después de la interacción.

Uno de estos procesos ocurre cuando hay conservación de la energía cinética total de la interacción del neutrón y el núcleo blanco. El núcleo permanece en su estado fundamental y no hay cambio en su estructura nuclear. Este proceso se denomina dispersión elástica [27].

El otro proceso, denominado de absorción, ocurre cuando el neutrón incidente es absorbido por el núcleo blanco, y parte de la energía cinética del neutrón incidente es absorbida por él, dejándolo excitado. La excitación del núcleo genera otros fenómenos, entre los que destacan la dispersión inelástica, la captura radiactiva, la fisión inducida y la producción de partículas cargadas [27].

- En la dispersión inelástica, el neutrón incidente es absorbido por el núcleo blanco. En seguida, el núcleo excitado emite un neutrón con una energía diferente a la incidente. Incluso después de esta emisión, es posible que el núcleo aún no haya alcanzado la estabilidad, siendo necesario liberar el exceso de energía mediante la emisión de radiación gamma.
- En la captura radiactiva, el neutrón incidente forma, con el núcleo blanco, un núcleo compuesto que presenta una energía de excitación igual a la energía de enlace del neutrón, sumada a la energía cinética del neutrón incidente. En todos los rangos de energía del neutrón incidente se observa captura radiactiva, pero ocurre con mayor frecuencia para los neutrones térmicos.
- La fisión inducida es la fragmentación del núcleo en dos o más partes después de absorber el neutrón. Este tipo de reacción es más probable con neutrones térmicos en ^{235}U, ^{239}Pu y ^{233}U. Con neutrones rápidos, este proceso ocurre en la mayoría de los núcleos pesados. Durante la fisión inducida, se liberan varios tipos de radiación, incluidos neutrones y rayos gamma.

2.3. Magnitudes radiológicas

Las magnitudes radiológicas relevantes para la dosimetría y la protección radiológica para el campo de neutrones se definen a continuación.

2.3.1. Número de partículas

El número de partículas (N), es definido como el número de partículas emitidas, transferidas o recibidas. La distribución, N_E, del número de partículas en relación con la energía viene dada por:

$$N_E = \frac{dN}{dE} \tag{2.2}$$

donde dN es el número de partículas con energías comprendidas en el intervalo E y $E + dE$. Por lo tanto, el número de partículas por unidad de volumen, n, viene dado por:

$$n = \frac{dN}{dV} \tag{2.3}$$

donde dN es el número de partículas en el volumen dV. Otra definición de n es la de densidad numérica de partículas [7].

2.3.2. Flujo

El flujo se define como la relación de dN e dt, donde dN es el incremento del número de partículas en el intervalo de tiempo dt, así:

$$N = \frac{dN}{dt} \tag{2.4}$$

La unidad del flujo es la inversa del segundo (s^{-1}) [7].

2.3.3. Fluencia y tasa de fluencia de partículas

La fluencia (Φ), es definida como la relación entre dN y da, donde dN es el número de partículas incidentes en una esfera con área de sección transversal da, es decir:

$$\Phi = \frac{dN}{da} \tag{2.5}$$

La unidad de fluencia es la inversa del metro cuadrado (m^{-2}) [7].

La tasa de fluencia (ϕ), es definida como la relación del aumento de fluencia durante un intervalo de tiempo dt:

$$\phi = \frac{d\Phi}{dt} \tag{2.6}$$

La unidad de tasa de fluencia está en $\mathrm{m}^{-2}\ \mathrm{s}^{-1}$ [7].

2.3.4. Equivalente de dosis ambiental

El equivalente de dosis ambiental [$H^*(d)$], es definido como el equivalente de dosis producido en un campo de radiaión expandido y alineado en la esfera ICRU a una profundidad d, opuesto a la dirección del campo de radiación alineado [7].

El equivalente de dosis ambiental es una magnitud utilizada para el monitoreo de área. En dosimetría de neutrones, d toma el valor de 10 mm, esto es, $H^*(10)$, para radiación fuertemente penetrante. En el Sistema Internacional de Unidades (SI), la unidad del equivalente de dosis ambiental es el joule por kilogramo ($\mathrm{J\ kg}^{-1}$) o sievert (Sv) [7, 28].

2.4. Espectrometría de neutrones

Con el descubrimiento del neutrón, se observó que se presentaba en un rango de energía muy amplio y debido a que tiene un comportamiento particular en diferentes rangos de energía, los investigadores se vieron llevados a caracterizar su espectro en términos de energía.

Con el tiempo, se desarrollaron algunos sistemas de espectrometría y, desde entonces, la espectrometría de neutrones ha contribuido al desarrollo de diferentes áreas, como la física nuclear, y se ha convertido en una herramienta importante para la tecnología nuclear y la radioterapia.

Para la realización de la espectrometría de neutrones, existen algunos métodos utilizados tradicionalmente, los cuales generalmente se dividen según los principios utilizados para la detección del neutrón o con el tipo de arreglo experimental utilizado para determinar su energía [27, 29]

- En el primer método, el neutrón es dispersado y se mide la energía del núcleo de retroceso (este método es el mismo que llevó al descubrimiento del neutrón);
- El segundo método permite obtener la energía de las partículas cargadas emitidas por una reacción nuclear inducida por neutrones;
- El tercer método realiza espectrometría de neutrones a través del conocimiento de su velocidad, método que ha sido ampliamente estudiado y denominado técnica del tiempo de vuelo;
- En el cuarto método, la energía mínima del neutrón es determinada por la aparición de un efecto de reacción inducido por neutrones, por ejemplo, un rayo gamma con energía bien definida;
- Y finalmente, el quinto método utiliza la distribución de energía en un conjunto de detectores.

Independientemente del método utilizado, la mayoría de los sistemas de espectrometría utilizados en los laboratorios fueron concebidos entre los años 1960 y 1980 y, en consecuencia, mejorado desde entonces.

Diferentes sistemas fueron desarrollados para realizar espectrometría de neutrones, siendo los más utilizados los detectores de umbral (activación o fisión), los contadores proporcionales de ^{3}He, centelladores de LiI, detectores de protones de retroceso y el método del tiempo de vuelo.

2.5. El método de Monte Carlo

El estudio del transporte de la radiación en un sistema se puede realizar mediante métodos computacionales deterministas o mediante métodos computacionales estocásticos.

En el método determinista, el comportamiento de las partículas se determina resolviendo la ecuación de transporte. Sin embargo, para resolverlo es necesario considerar varios enfoques, por ejemplo, de espacio, tiempo y energía, lo que en problemas prácticos implica soluciones poco realistas [30].

El método estocástico, cuyo principal representante es la técnica de Monte Carlo (MC), no considera esas simplificaciones, ya que las relaciones espacio-tiempo y energía del sistema

están representadas en un subespacio adimensional a través de funciones de densidad de probabilidad [30].

El método Monte Carlo ha demostrado ser una herramienta poderosa y versátil para solucionar problemas de transporte de partículas que son difíciles o imposibles de resolver adecuadamente mediante otras técnicas matemáticas.

En la forma básica del método, se realiza un "experimento" en la computadora que simula los procesos físicos reales que gobiernan el comportamiento real de las partículas que se consideran en las simulaciones. La idea principal es crear una serie de historias de vida (es decir, 10^8) de las partículas de origen, utilizando técnicas de muestreo aleatorio para representar las leyes de probabilidad que describen el comportamiento real de las partículas y seguir paso a paso la trayectoria aleatoria de las partículas a través del medio. La historia de una partícula es seguida hasta que ya no puede aportar más información de interés para el problema en cuestión. La historia de vida es entonces finalizada y una "nueva" partícula se inicia desde la fuente [31].

Actualmente, códigos computacionales que utilizan en el Método de MC se son han convertido en herramientas robustas para el estudio y el entendimiento del transporte de la radiación. Esto se debe principalmente al desarrollo de computadoras cada vez más rápidas, así como a la calidad de los algoritmos utilizados y al mejor conocimiento de los espectros y fuentes de radiación.

2.5.1. El código computacional MCNP

El código de Monte Carlo utilizado en este trabajo es el *Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 6.2* (MCNP 6.2) desarrollado por el Laboratorio Nacional de Los Alamos (*Los Alamos National Laboratory* - LANL). El MCNP se utiliza para simular el transporte de partículas como neutrones, fotones, electrones, positrones y, más recientemente, otras partículas fundamentales e iones pesados [32], [33].

El código MCNP simula la física de un sistema mediante probabilidad básica usando:

- Secciones eficaces: probabilidades de tener una interacción;
- Distribución angular: probabilidad de emisión a partir de ángulos específicos;

- Probabilidad de emisión con energía específica.

Durante muchos años, el código MCNP ha encontrado una amplia gama de aplicaciones en varios campos, incluida la física médica, la protección radiológica y la dosimetría de neutrones en reactores de investigación y aceleradores de partículas [32, 34].

2.5.2. Estructura del archivo de entrada MCNP

El archivo de entrada MCNP (INP File o *input*) tiene la siguiente estructura [32]:

Título del Problema
Sección de Células (*Cell Cards*)
Línea en blanco
Sección de Superficies (*Surface Cards*)
Línea en blanco
Sección de Datos (*Data Cards*)
.
.
.
Línea en blanco (*Opcional, pero recomendado*)

Fuente: Adaptado de [32]

La construcción del archivo de entrada se puede realizar en un editor de texto o en el *software* MCNP Visual Editor (VISED). Al construir el archivo de entrada, se debe prestar atención a los diferentes parámetros ingresados, incluida la escritura correcta de los mnemónicos que representan estas opciones [32, 34]. Durante la construcción del archivo de entrada, el usuario puede realizar en el código varias verificaciones de los diferentes parámetros antes de cualquier simulación de transporte de radiación.

2.5.2.1. Título del Problema

Es la primera línea que aparece en el archivo de entrada del MCNP y, al igual que las otras líneas, está limitada a 80 columnas.

2.5.2.2. Descripción de las Células (*Cell Cards*)

En esta sección de los datos de entrada, se construye la geometría del problema a partir de macrocuerpos (*macrobodies*), estructuras predefinidas en el código, o a partir geometrías como planos, cilindros, esferas, elipsoides, entre otras, que se seleccionan y se describen en la ficha de superficies. Estas regiones se pueden combinar utilizando operadores booleanos como: intersecciones y uniones. En esta sección se nombran las celdas y se detallan las densidades de los materiales que compondrán la geometría del problema.

2.5.2.3. Descripción de las Superficies (*Surface Cards*)

En esta sección se definen las formas geométricas que se utilizarán en la representación geométrica del problema; para ello se utilizan caracteres mnemónicos que indican el tipo de superficie seleccionada.

2.5.2.4. Descripción de los Datos Físicos (*Data Cards*)

Es la sección de los datos de entrada donde se describe la parte física del problema. En esta sección se define el tipo de partícula a ser simulada, los materiales, densidades y secciones eficaces, los parámetros que definen la fuente de radiación, su energía y distribuciones angulares; y los tipos de detectores (*Tallies*) que se utilizarán para simular el problema.

Tipo de radiación (*MODE Card*) Esta sección define el tipo de radiación (o radiaciones) que se analizará en el problema. En el MCNP, las posibilidades son:

N:	únicamente transporte de neutrones
N P:	transporte de neutrones e fotones
P:	únicamente transporte de neutrones
P E:	transporte de fotones e electrones
N P E:	transporte de neutrones, fotones e electrones

El rango de energía, que se puede representar en el MCNP, para los diferentes tipos de radiación, es definido como:

Neutrones:	10×10^{-11} MeV a 20 MeV
Fotones:	1 keV a 1 GeV
Electrones:	1 keV a 1 GeV

Importancia (*IMP Card*) El "IMP" puede ser definido como IMP: N o P o E. Este mnemónico define la importancia de una célula, y se utiliza en el código para:

- Finalizar la historia de la partícula;
- Realizar la separación de las regiones geométricas de mayor importancia a las de menor importancia. Las importancias se representan generalmente por:
  - 0: sin importancia
  - 1, 2, ... n: más importante
- Realizar el método de reducción de varianza.

Especificación del material (*Material Card*) Los materiales están representados en el MCNP por la composición isotópica, a través de la estructura:

ZAID1 fraccion1 *ZAID2 fraccion2* *ZAID3 fraccion3* ...

donde:

- *ZAIDn* es una representación numérica para identificar el elemento o nucleidos en la forma *ZZZAAA.nnX*, que contiene el número atómico del elemento (Z), la masa del elemento (A) y con nn y X como opciones para activar bibliotecas de secciones eficaces especiales.
- *fraccionn* es la fracción de *ZAIDn* presente en el material. La fracción puede ser positiva, si se expresa en fracción de peso, o negativa, si se expresa en fracción atómica.

Fuente de radiación (*Radiation Source Term*) Existen varias opciones para definir la fuente de radiación en el código, ésta puede ser a partir de su geometría (puntual, plana, volumétrica, etc.), posición (o posiciones), energía (discreta o continua), dirección, entre otros datos que caracterizan la fuente.

Estimador (*Tally*) El estimador o detector, llamado *tally* en el MCNP, es una función que calcula diferentes tipos de cantidades y se puede seleccionar usando su mnemónico correspondiente, como se muestra en el Cuadro 2.1:

CUADRO 2.1: Magnitudes calculadas por el código MCNP.

Mnemónico	**Descripción**
F1 (N, P, E)	Corriente integrada en una superficie
F2 (N, P, E)	Flujo promedio en una superficie
F4 (N, P, E)	Flujo promedio en una célula
F5 (N, P)	Flujo en un punto
F6 (N, P)	Energía depositada en una célula
F7 (N)	Deposición de energía de fisión promedio en una célula
F8 (P, E)	Distribución de pulsos de energía creados en un detector
+F8 (E)	Deposición de carga

Fuente: Adaptado de [32]

2.5.3. Determinación de la media, varianza y desviación estándar en el MCNP

El resultado de un cálculo a partir del método Monte Carlo, es representado como el promedio de varias "historias" realizadas durante la simulación. Estas historias se generan por muestreo aleatorio y se asocia un valor de la cantidad a cada "historia". Sea $f(x)$ la función de densidad de probabilidad de una "historia" seleccionada de valor x. La respuesta es el valor esperado de x, $E(x)$, donde:

$$E(x) = \int x f(x) dx \tag{2.7}$$

La función $f(x)$ rara vez es conocida; sin embargo, la media verdadera, x, se puede estimar usando el método de Monte Carlo mediante la ecuación:

$$\overline{x} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^{N} x_i \tag{2.8}$$

donde x_i es el valor de x correspondiente a la "historia" i, y N es el número total de "historias". La varianza S^2 se puede estimar utilizando el método de Monte Carlo mediante la ecuación:

$$S^2 = \frac{\sum_{i=1}^{N}(x_i - \overline{x})^2}{N-1} \tag{2.9}$$

Siendo S la desviación estándar de la población x, obtenida utilizando los valores x_i que se generaron mediante muestreo aleatorio. La varianza de la distribución de la media x es calculada por:

$$S_{\overline{x}}^2 = \frac{S^2}{N} \tag{2.10}$$

Es importante notar que $S_{\overline{x}}$ es proporcional a $1/\sqrt{N}$. Para reducir $S_{\overline{x}}$ a la mitad, es necesario realizar cuatro veces el número de "historias". La magnitud $S_{\overline{x}}$ también se puede reducir manteniendo N constante, utilizando técnicas de reducción de la varianza [35].

2.5.4. Estimación del error relativo en el MNCP

Todas las magnitudes calculadas en el MCNP aparecen en los archivos de datos de salida seguidas de un número, que es el error relativo definido por [35]:

$$R = \frac{S_{\overline{x}}}{\overline{x}} \tag{2.11}$$

El manual del MCNP presenta la Tabla 3 como recomendación para interpretar los valores R de las magnitudes calculadas [32].

Cuadro 2.2: Interpretación del error relativo R.

Valor de R	**Clasificación de la magnitud calculada**
$0,5$ a $1,0$	No confiable
$0,2$ a $0,5$	Poco confiable
$0,1$ a $0,2$	Cuestionable
$< 0,10$	Generalmente confiable (excepto detector puntual)
$< 0,05$	Generalmente confiable

Fuente: Adaptado de [32]

Capítulo 3

Métodos y Resultados

3.1. Cíclotron GE *PETtrace-8*

El presente trabajo se llevó a cabo en el ciclotrón de la unidad de producción de radiofármacos de la empresa R2 Soluções em Radiofarmácia Ltda en el Estado de Rio de Janeiro, Brasil. El ciclotrón *GE PETtrace* de la R2, fabricado por *General Eletric*, acelera iones de hidrógeno (H^-) o de deuterio (D^-) en un plano vertical, los cuales son producidos en en la fuente de iones. El haz de protones tiene una energía de 16,5 MeV con intensidades máximas de corriente de 130 y 160 µA, para los modelos *PETtrace* 880 e 890, respectivamente. Actualmente, el acelerador *PETtrace* 880 da R2/RJ solamente utiliza el haz de protones para la producción de los radionucleidos PET. El esquema de la planta donde está instalado el ciclotrón se muestra en la Figura 3.1.

El *PETtrace* es un sistema de producción de trazadores PET integrado que comprende un sistema de control, una estación de trabajo del operador, un sistema de blancos y un sistema de síntesis. El sistema de blancos está conformado por seis blancos, dos de ellos incluidos para la producción de ^{18}F, blancos 1 y 4, que se componen de una estructura de alta presión y alto rendimiento. En la parte trasera del LTF (*Liquid Filled Target*), se ubican los reservorios con agua enriquecida con $[^{18}O]H_2O$, utilizada en irradiaciones, así como las válvulas que controlan el envío del volumen de agua a los blancos.

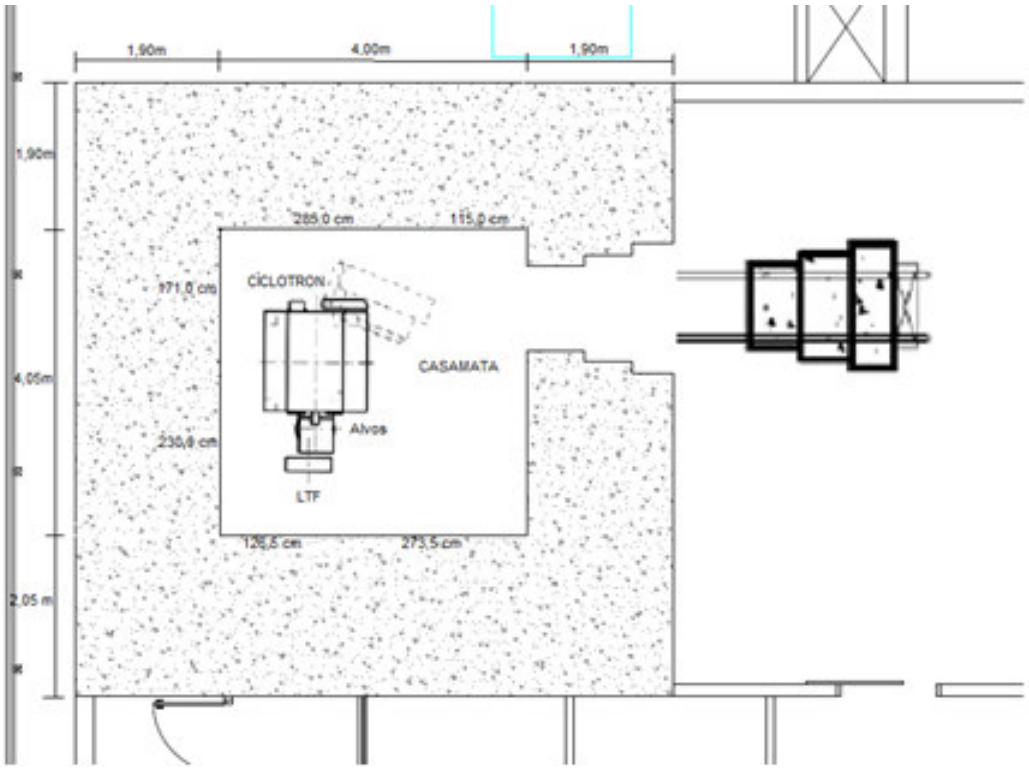


FIGURA 3.1: Esquema de la planta del acelerador ciclotrón *PETtrace*.

3.2. Modelo computacional para el cálculo de blindaje del *búnker* del ciclotrón *PETtrace*

El cálculo de blindaje fue realizado para la verificación del atendimiento a los requisitos de seguridad del *búnker* del ciclotrón *PETtrace* 880 de la unidad de producción R2/RJ. El cálculo de blindaje fue realizado utilizando el código computacional de transporte de radiación MCNP6 versión 2 [32, 33]. Este código se utiliza en varias aplicaciones, incluido el de blindaje contra la radiación ionizante. En los análisis de Monte Carlo de un blindaje espeso, como el de las paredes de un *búnker*, se deben utilizar técnicas de reducción de varianza para obtener resultados precisos a un costo computacional aceptable y la generación y aplicación de estos parámetros no siempre es una tarea trivial.

3.2.1. Modelo computacional del *búnker* del ciclotrón

En primer lugar, se modelo el *búnker* del ciclotrón a partir de las informaciones detalladas en el proyecto de construcción de la instalación. El *búnker* está constituido por tres paredes de 190 cm y otro de 210 cm de espesor; por una losa de azotea de 190 cm y una base conformada por una losa de cimentación y de relleno compactado, ambos de 65 cm de espesor. El material

utilizado en el modelado de estos componentes fue el hormigón, en términos de fracción de peso y con densidad de 2,25 g cm^{-3}, según el informe de los ensayos de control de calidad realizados en muestras de hormigón durante la construcción del *búnker*.

En este trabajo se evaluaron algunas penetraciones en las paredes del *búnker*. El primer conjunto de penetraciones consta de siete tubos de polipropileno de 10 cm de diámetro utilizados como paso para los cables del ciclotrón y los cables eléctricos. Los canales de las líneas de transferencia ^{18}F forman el segundo conjunto de penetraciones y tienen un diámetro de 7,6 cm. Como se presenta en la Figura 3.2, estos tubos atraviesan en diagonal la pared del *búnker* cuyo espesor es de 190 cm.

Los conductos de ventilación y extracción, del aire acondicionado, están ubicados en parte en la sala y en parte en la losa de azotea del *búnker*. Estos conductos tienen una sección transversal cilíndrica de 30 cm de diámetro. Se extienden por la sala de *búnker*, luego penetran la losa de azotea en dirección perpendicular y continúan su recorrido hacia la sala del área técnica (Figuras 3.2, 3.3 y 3.4).

La puerta del *búnker* consta de un conjunto de cuatro bloques de hormigón unidos por seis barras redondas longitudinales y diez transversales, y cubierta en toda su longitud por láminas de hierro, conforme presentado en las Figuras 3.3 y 3.4.

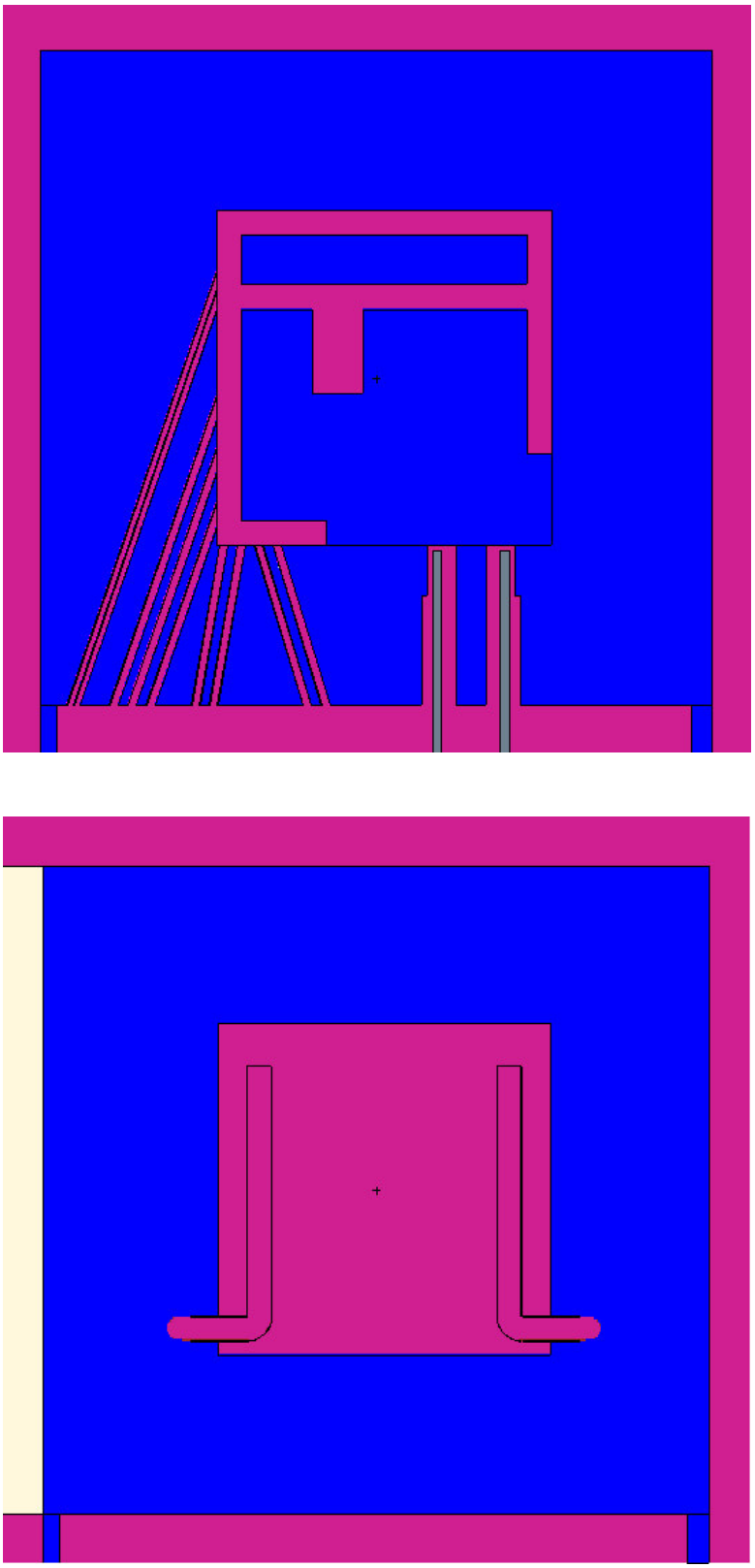


FIGURA 3.2: Modelo computacional del *búnker* del ciclotrón en 2D en el plano XY visualizado con el *software* VISED.

Continúa en la siguiente página

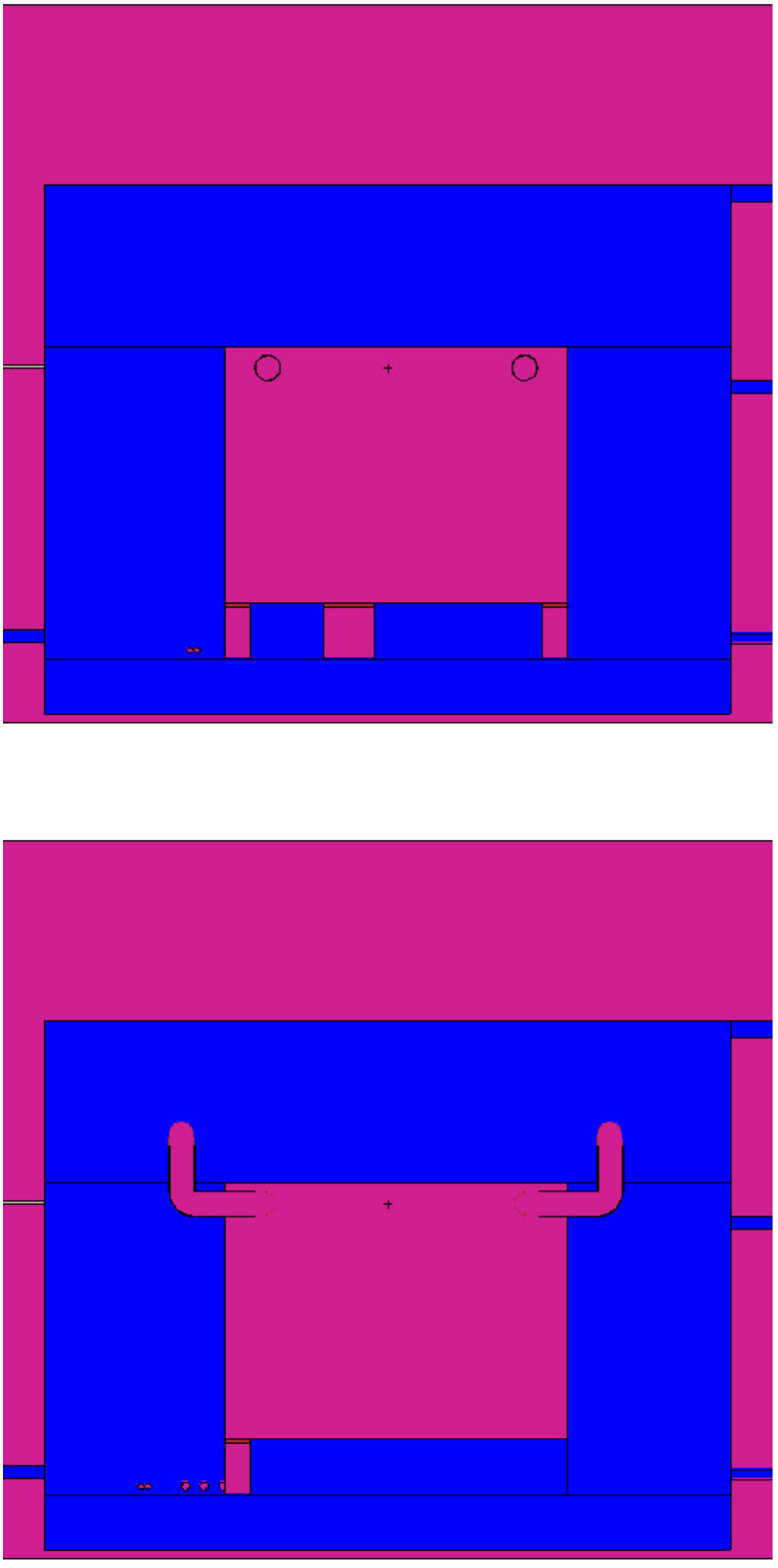


FIGURA 3.3: Modelo computacional del *búnker* del ciclotrón en 2D en el plano XZ visualizado con el *software* VISED.

Continúa en la siguiente página

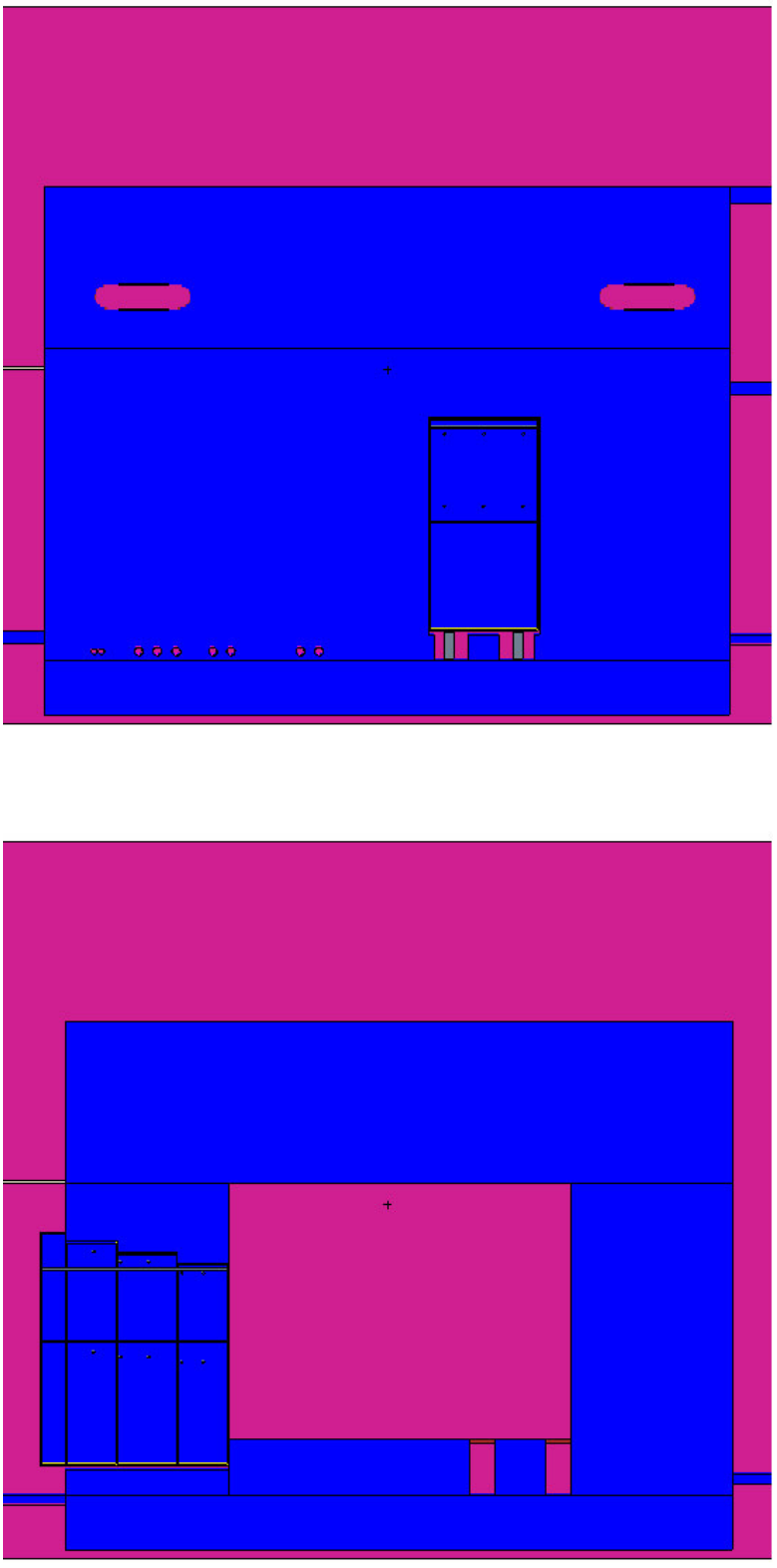


FIGURA 3.4: Modelo computacional del *búnker* del ciclotrón en 2D en el plano YZ visualizado con el *software* VISED.

3.2.2. Modelo computacional del acelerador ciclotrón

Para modelar el acelerador ciclotrón *PETtrace*, se consideraron las siguientes partes:

(a) Celda de aceleración del haz de iones;

(b) Cámara de vacío;

(c) Cilindros de cobre que representan bobinas magnéticas;

(d) Puerta articulada del acelerador;

(e) Bloque de hierro correspondiente a la disposición del magneto;

(f) Bomba de vacío de aluminio;

(g) Estructura *LTF*, conformada por dos placas (10 cm de polietileno borato y 6 cm de plomo);

(h) Blancos de $[^{18}O]H_2O$.

La Figura 3.5 presenta los detalles del modelo computacional de los blancos, del acelerador ciclotrón y de sus componentes, así como el del búnker del ciclotrón.

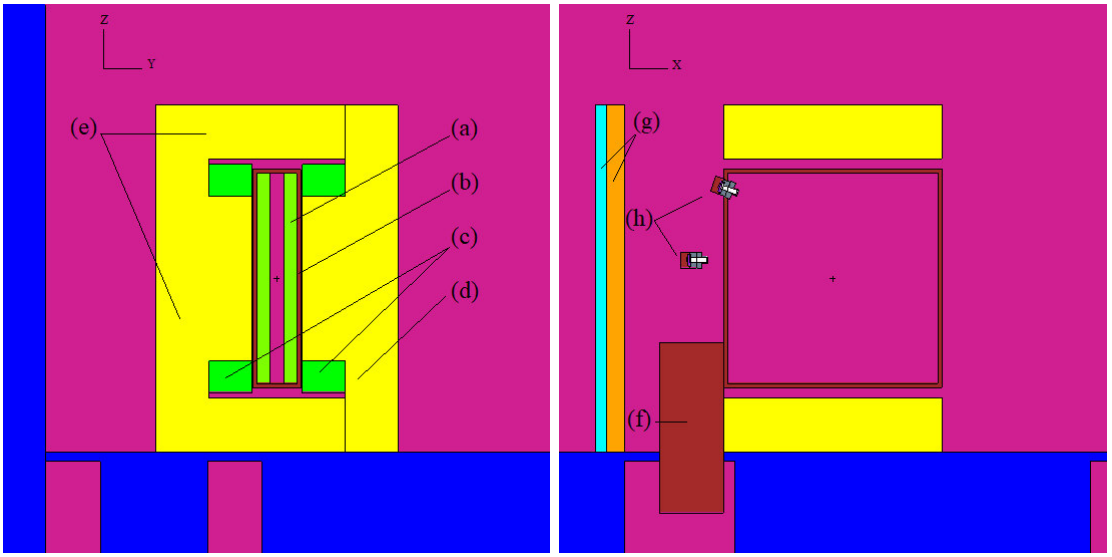


FIGURA 3.5: Modelo computacional completo del acelerador ciclotrón *PETtrace* detallando sus componentes en 2D con el *software* VISED.

Las áreas adyacentes al búnker: control de calidad, laboratorio de expansión, área externa (lateral al edificio), centro de gas y área técnica, también fueron modeladas para considerar

en las simulaciones el campo de radiación disperso y retro disperso de neutrones. La Figura 3.6 presentan el modelo computacional completo de la unidad de producción de la R2/RJ.

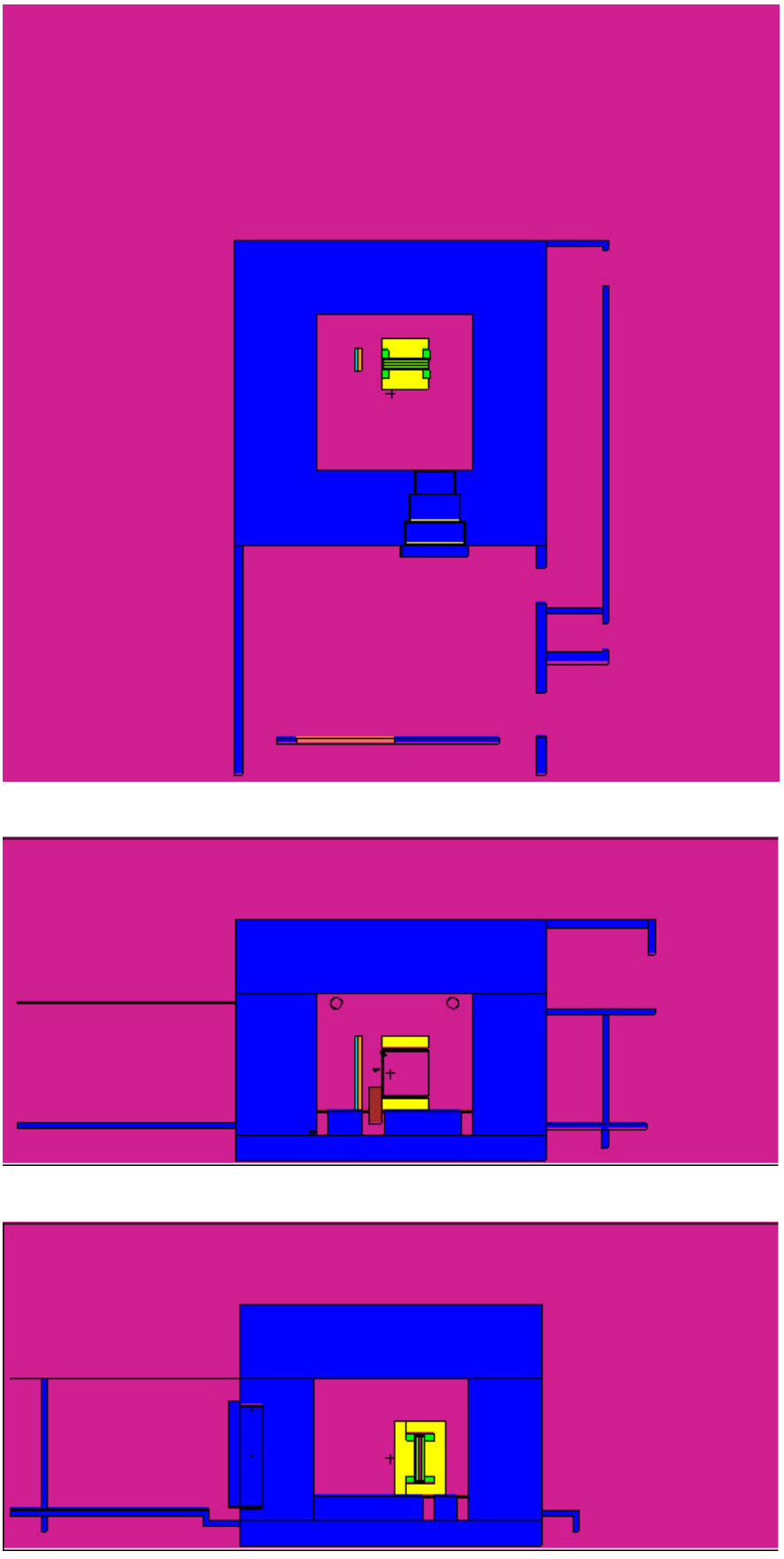


FIGURA 3.6: Modelo computacional del ciclotrón, de los blancos, del *búnker* y de las áreas adyacentes visualizados en 2D con el *software* VISED.

3.2.3. Materiales utilizados en el modelo computacional con el código MCNP

Los principales materiales presentes en el modelo computacional para el cálculo de blindaje fueron el concreto, aire, polietileno borado, agua enriquecida con ^{18}O, havar, acero inoxidable 304, polipropileno, hierro, cobre, aluminio y plomo. Las fracciones de peso y la densidad de cada material utilizado fueron consultados en el documento "Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling" [36] (Cuadro 3.1). Las bibliotecas de secciones eficazes utilizadas para la interacción de protones, neutrones, fotones, reacciones fotonucleares y electrones con los materiales fueron ENDF70PROT, ENDF/B-VII.1 (ENDF71x), ENDF/B-VI.8 (mcplib84), LANL/T-16 (la150u) y EL03, respectivamente.

CUADRO 3.1: Especificación de los materiales en términos de fracciones de peso para el cálculo de blindaje con el código MCNP.

Nucleido	**Concreto**	**Aire**	**Hierro**	**Cobre**	**Aluminio**	**PB***	**Plomo**	**H_2O^{18}**	**Havar**	**Tantalio**	**SS-304****	**PP*****
	Densidade (g cm^{-3})											
	2,25	0,001205	7,874	8,92	2,6989	1,00	11,34	0,998207	8,3	16,654	8,0	0,9
H	0,00453					0,125355		0,111894				0,143711
B-10						0,100000						
C		0,000124				0,774645			0,002		0,00040	0,856289
N		0,784431										
O-16	0,51260	0,231781						0,044405				
O-18								0,843701				
Na	0,01527											
Al	0,03555				1,00							
Si	0,36036										0,00500	
P											0,00023	
S											0,00015	
Ar		0,012827										
Ca	0,05791											
Cr									0,195		0,19000	
Mn									0,016		0,01000	
Fe	0,01378		1,00						0,191		0,70173	
Co									0,420			
Ni									0,127		0,09250	
Cu				1,00								
Mo									0,022			
Ta										1,00		
W									0,027			
Pb							1,00					

*	PB:	Polietileno Borado
**	SS-304:	Acero Inoxidable 304 (Steel, Stainless - SS)
***	PP:	Polipropileno (PP)

3.3. Metodología de cálculo

El MCNP es un código de propósito general basado en el método Monte Carlo utilizado para simulación del transporte de neutrones, fotones, electrones y para estas partículas de forma combinada (neutrón/fotón/electrón, neutrón/fotón, fotón/electrón o electrón/fotón). Este código es utilizado en diversas aplicaciones, entre las cuales, el cálculo de blindaje contra las radiaciones. En el análisis por Monte Carlo de un blindaje espeso, como el de las paredes de un *búnker*, técnicas de reducción de variancia deben ser usadas para obtener resultados precisos a un costo computacional aceptable, donde la generación y aplicación de esos parámetros ni siempre es una tarea trivial.

3.3.1. Determinación del término fuente de radiación

El termino fuente de radiación es definido a partir de la interacción del haz de protones con energía de 16,5 MeV con el blanco de $[^{18}O]H_2O$, produciendo el ^{18}F. Durante la producción del ^{18}F es generado un campo de neutrones muy intenso alrededor del acelerador.

Uno de los factores más importantes en la definición del término fuente es la selección adecuada de las secciones eficaces. Para la interacción de protones con los componentes principales del blanco fue utilizada la biblioteca de secciones eficaces ENDF70PROT. Para la interacción de neutrones con el *búnker*, penetraciones, conductos de ventilación y extracción, blancos del acelerador, acelerador y sus componentes fue utilizada la biblioteca de sección eficaz ENDF/B-VII.1 (ENDF71x) [32, 33].

Para el caso del ^{18}O, las secciones eficaces de protones y neutrones de este radionucleido no se encuentran definidos en esta versión del MCNP6. De esta forma, para solucionar la falta de esta biblioteca y de otras bibliotecas de secciones eficaces, en el presente trabajo fue utilizado el modelo físico CEM03.03 [18, 37].

3.3.1.1. Consideraciones para estimar el termino fuente de radiación

Para estimar el término fuente de radiación se llevó en consideración la producción de rutina del ^{18}F, a partir del bombardeo de un blanco de $[^{18}O]H_2O$ con protones de energía de 15 MeV y corriente de 80 μA. El proceso de irradiación está basado en el informe del fabricante del acelerador *GE Healthcare* [12]:

Los iones negativos H^{-1}, que alcanzan las etapas finales del proceso de aceleración, son lanzados contra una película fina de carbono (3 μm) (*carbon stripper foil*) para ser direccionados a los blancos, las perdidas debidas en esa interacción son insignificantes. En este proceso, el número total de protones de 16,5 MeV emitidos por el acelerador es de 5,9 x 10^{14} [p.s^{-1}] (o 95 μA).

El flujo de protones que deja el ciclotrón es direccionado para el blanco, utilizando un colimador de grafito. La pérdida de protones debido a la interacción con el colimador corresponde a un flujo del orden de 9,4 x 10^{13} [p.s^{-1}] (o 15 μA). El flujo restante de protones del orden de 5,0 x 10^{14} [p.s^{-1}] (o 80 μA) con energía de 16,5 MeV pasa por el *flange* de aluminio e atraviesa una capa de agua de refrigeración. Después de la capa de agua, el haz de protones es lanzado contra una fina lámina de havar (Co: 42,0 %; Cr: 20,0 %; Fe: 18,1 %; Ni: 13,0 %; W: 2,8 %; Mo: 2,0 %; Mn: 1,6 %) de 50 μm de espesor. La pérdida de protones durante este trayecto es insignificante, entretanto la energía del haz es reducida para cerca de 15 MeV.

La próxima interacción del haz de protones es con el blanco de agua enriquecida con ^{18}O (97 % ^{18}O; 5 % ^{16}O), que consiste de un volumen de agua de 2,7 ml y con 5 mm de espesor. El espesor del volumen de agua atenúa el haz de protones incidentes, sin embargo, algunas burbujas de evaporación pueden producirse en el interior del blanco, lo que significa que una pequeña parte de los protones puede interactuar con el soporte del blanco que es constituido de niobio (Nb). El niobio presenta elevada resistencia al bombardeo de neutrones y baja sección eficaz para captura de neutrones térmicos. La Figura 3.7 presenta el blanco del ciclotrón *PETtrace* (arriba izquierda), su estructura sin ensamblar (arriba centro), detallando cada uno de los componentes da su estructura.

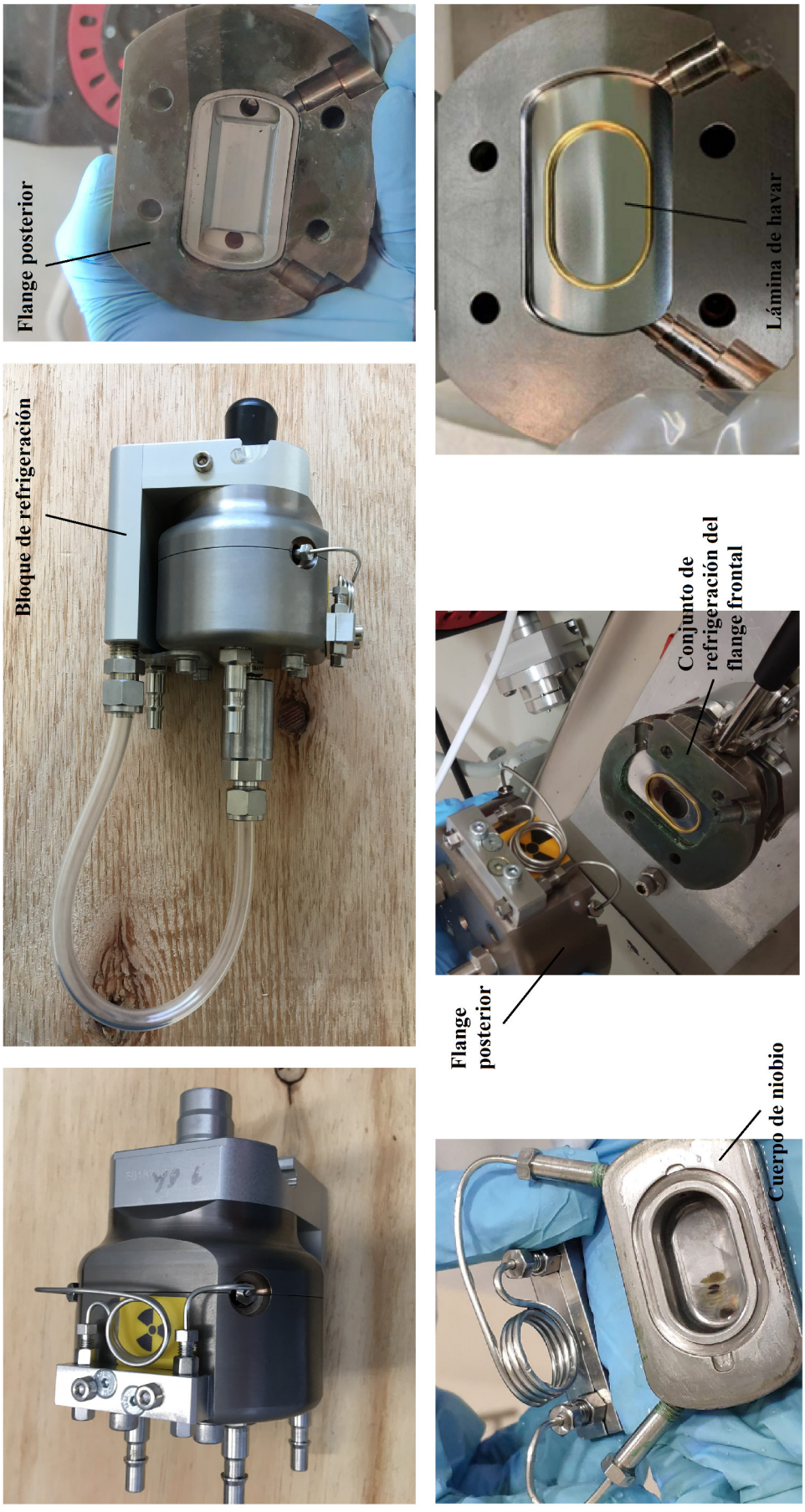


Figura 3.7: Blanco autoblindado Nb-27 del ciclotrón *PETtrace 880* presentando su estructura ensamblada y sin ensamblar, y detallando cada uno de sus principales componentes.

Según el informe del fabricante las partículas secundarias producidas fueron obtenidas a partir de datos de las secciones eficaces de los elementos químicos que están presentes durante todo el proceso de irradiación cuando son bombardeados con protones. El Cuadro 3.2 presenta los datos proporcionados por el fabricante del ciclotrón, en términos de la producción de neutrones producidos y de sus energías medias cuando el haz de protones primario interactúa con los principales componentes de la estructura del blanco durante a producción de ^{18}F.

En el Cuadro 3.2, se puede observar que las mayores producciones de neutrones son debidas a las interacciones del haz de protones con la lámina de havar y con el blanco de [^{18}O]H_2O.

CUADRO 3.2: Producción de neutrones durante el bombardeo de protones en el ciclotrón para la producción de ^{18}F (15 MeV de energía y 80 μA de corriente), proporcionada por el fabricante (*GE Healthcare*)

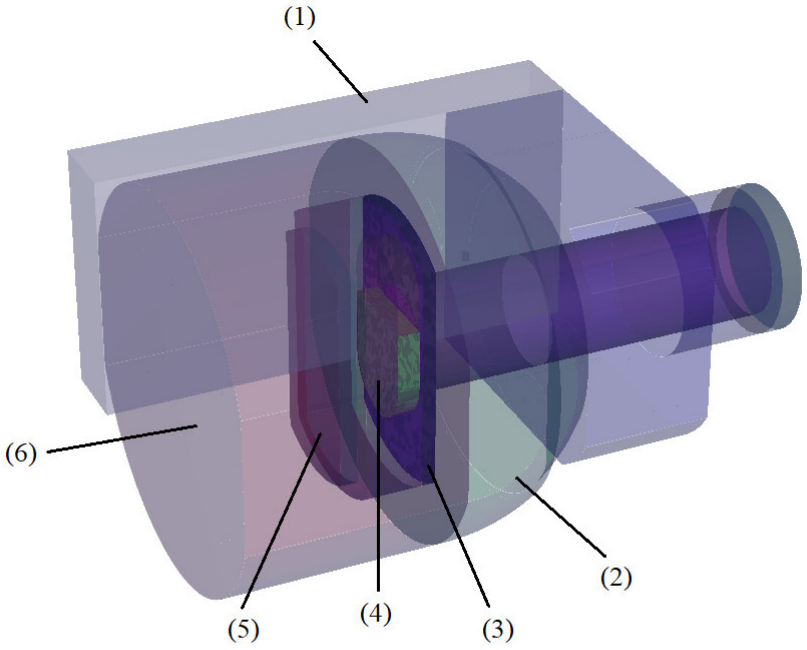
Material	**Flujo de protones (p.s^{-1})**	**Flujo de neutrones producidos (p.s^{-1})**	**Energía media de neutrones producidos (MeV)**
Al(p,n)	$8,1$ x 10^{13}	$5,73$ x 10^{9}	$2,45$
Si(p,n)	$3,0$ x 10^{14}	$5,68$ x 10^{9}	$2,02$
Cu(p,n)	$2,0$ x 10^{13}	$7,05$ x 10^{9}	$1,96$
Ta(p,n)	$9,4$ x 10^{13}	$1,90$ x 10^{11}	$1,38$
Havar(p,n)	$5,0$ x 10^{14}	$5,76$ x 10^{11}	$2,29$
[^{18}O]H_2O(p,n)	$5,0$ x 10^{14}	$6,52$ x 10^{11}	$1,93$
Total de neutrones producidos		$1,44$ **x** $\mathbf{10^{12}}$	

3.3.1.2. Modelamiento y término fuente de radiación del blanco del ciclotrón *PETtrace 880*

Para evaluar las principales contribuciones de neutrones, se realizaron simulaciones de la interacción del haz primario de protones con el blanco de [^{18}O]H_2O y la lámina de havar con el código MCNP6. La fuente de protones y la interacción con los componentes del blanco fueron definidos de acuerdo con el proceso de irradiación detallado en la sección 3.3.1.1 "Consideraciones para estimar el término fuente de radiación" por el fabricante del ciclotrón.

Un modelo detallado del blanco autoblindado Nb-27 fue desarrollado basado en su geometría real a fin de evaluar las principales contribuciones de neutrones y de radiación gamma cuando el haz de protones bombardea sus componentes durante la producción de ^{18}F [18]. La Figura

3.8 presenta el modelo computacional del blanco mostrando los principales componentes de su estructura.



(1) Bloque de refrigeración
(2) Conjunto de refrigeración del flange frontal
(3) Lámina de havar
(4) Blanco de
(5) Cámara de niobio
(6) Flange posterior

FIGURA 3.8: Modelo computacional del blanco autoblindado Nb-27 del cíclotron *PETtrace 880*.

El Cuadro 3.3 presenta el termino fuente de radiación de neutrones y radiación gamma, en términos de la magnitud flujo y energías medias, producidos a partir da interacción del bombardeo del haz de protones con los principales materiales del blanco de $[^{18}O]H_2O$ utilizando las bibliotecas CEM03.03. En la tabla, se observa que, los valores de flujo están normalizados para un valor de corriente de 80 μA para poder realizar la comparación con los datos del fabricante. A partir de los resultados obtenidos, se pode observar que el resultado del flujo total de neutrones producidos, 1,69 x 10^{12} n.s^{-1}, está en el orden de magnitud del valor 1,44 x 10^{12} n.s^{-1}, reportado en el Cuadro 3.2 por el fabricante del ciclotrón (*GE Healthcare*). Puede ser observado también, que la producción de neutrones para cada componente es diferente a los valores reportados por el fabricante, esto probablemente se deba a la estructura y composición de los materiales del blanco, y a la configuración de la fuente de protones en el modelo

computacional.

CUADRO 3.3: Término fuente de radiación de neutrones y de radiación gamma generados durante el bombardeo de protones con los componentes del blanco $[^{18}O]H_2O$. Resultados normalizados a 80 μA

Material	**Flujo de protones ($p.s^{-1}$)**	**Flujo de neutrones producidos ($n.s^{-1}$)**	**Energía media de neutrones producidos (MeV)**	**Flujo de radiación gamma producido ($\gamma.s^{-1}$)**	**Energía de radiación gamma producida (MeV)**
Al(p,n)	$8,11 \times 10^{13}$	$1,54 \times 10^{9}$	2,22	$6,69 \times 10^{10}$	1,42
Si(p,n)	$3,00 \times 10^{14}$	$4,56 \times 10^{9}$	1,80	$5,14 \times 10^{11}$	1,36
Ta(p,n)	$9,36 \times 10^{13}$	$2,17 \times 10^{11}$	1,36	$2,33 \times 10^{11}$	1,25
Havar(p,n)	$4,99 \times 10^{14}$	$1,06 \times 10^{11}$	2,48	$4,38 \times 10^{11}$	2,09
$[^{18}O]H_2O$(p,n)	$4,99 \times 10^{14}$	$1,36 \times 10^{12}$	2,67	$3,29 \times 10^{12}$	2,16
Total de neutrones producidos		$1,69$ **x** $\mathbf{10^{12}}$			

Una vez determinado el flujo de neutrones para cada uno de los componentes de la estructura del blanco, fue realizado el cálculo de la anisotropía angular del campo de radiación neutrónico. Detectores puntuales fueron distribuidos horizontalmente en el plano XY a 1 m de distancia del blanco, en intervalos de 5^{o} entre cada detector. La Figura 3.9 presenta los resultados de la anisotropía horizontal del campo de radiación neutrónico durante el bombardeo de protones al blanco de $[^{18}O]H_2O$.

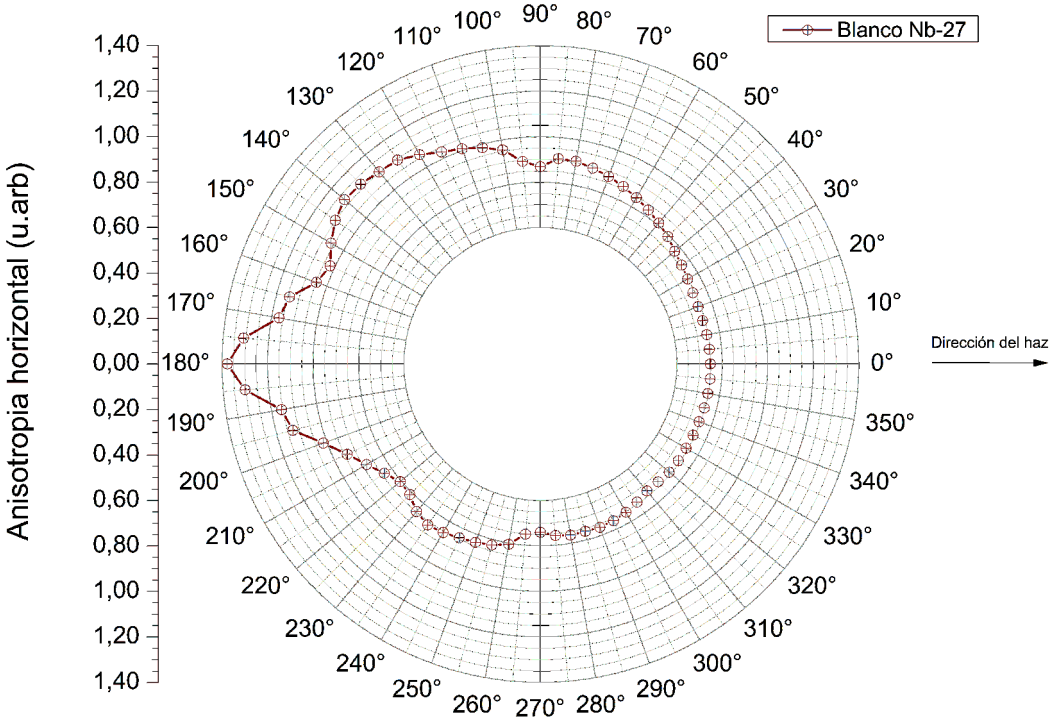


FIGURA 3.9: Anisotropía horizontal del campo de radiación neutrónico durante el bombardeo de protones al blanco de $[^{18}O]H_2O$.

En la figura, se puede observar que la distribución angular del término fuente de radiación presenta un comportamiento isotrópico, excepto en las regiones comprendidas entre 120º a 150º e de 160º a 200º, debido a la retro dispersión del flujo de neutrones con el cuerpo de refrigeración e de la estructura del blanco, respectivamente.

El valor medio de la tasa de fluencia de neutrones a 1 m del blanco, normalizado a una corriente de 80 μA, fue de 1,73 x 10^7 n.cm^{-2}.s^{-1}.

3.4. Validación del modelo computacional MCNP

El modelo computacional fue validado comparando los resultados de las medidas obtenidas en el estudio radiométrico alrededor del *búnker* del ciclotrón [38] [1] y las simulaciones con el código MCNP6. Conforme definido en las condiciones de irradiación, las simulaciones fueron realizadas en *single beam* (blanco 1 (T_1), irradiaciones con 80 μA y tiempo de 60 minutos) y dual beam (blanco 1 (T_1) y blanco 4 (T_4), irradiaciones con 65 μA en cada blanco, y tiempo de

[1] Las medidas del levantamiento radiométrico se obtuvieron utilizando el detector de neutrones *Ludlum* 12-4 y N/S 336349.

120 y 180 minutos). Las tasas de $H^*(10)$ de neutrones fueron medidas en 50 puntos, los cuales fueron definidos de acuerdo con la Figura 3.10. La magnitud tasa de fluencia, en unidades de cm^{-2} s^{-1}, se estimó utilizando la función F5 del código MCNP6. Las tasas de $H^*(10)$ se obtuvieron multiplicando la tasa de fluencia por los coeficientes de conversión publicados en el ICRP 74 [8].

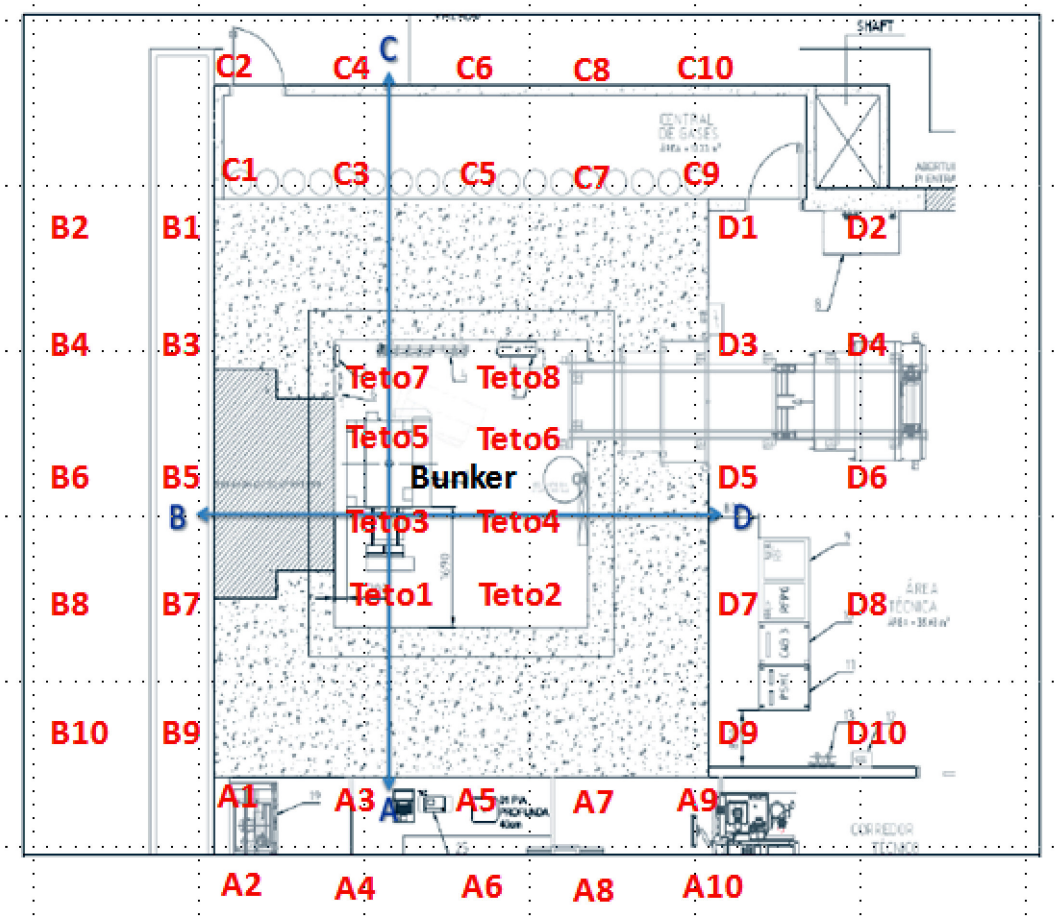


FIGURA 3.10: Puntos de medición del estudio radiométrico en el *búnker* del ciclotrón.

La Figura 3.11 presenta los puntos y coordenadas utilizados para estimar las tasas de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos en las simulaciones con el código MCNP6. El cuadro 3.4 presenta las distancias de referencia mínima y máxima desde la pared externa del *búnker* hasta los puntos pares e impares (A, B, C, D, T y puerta), respectivamente.

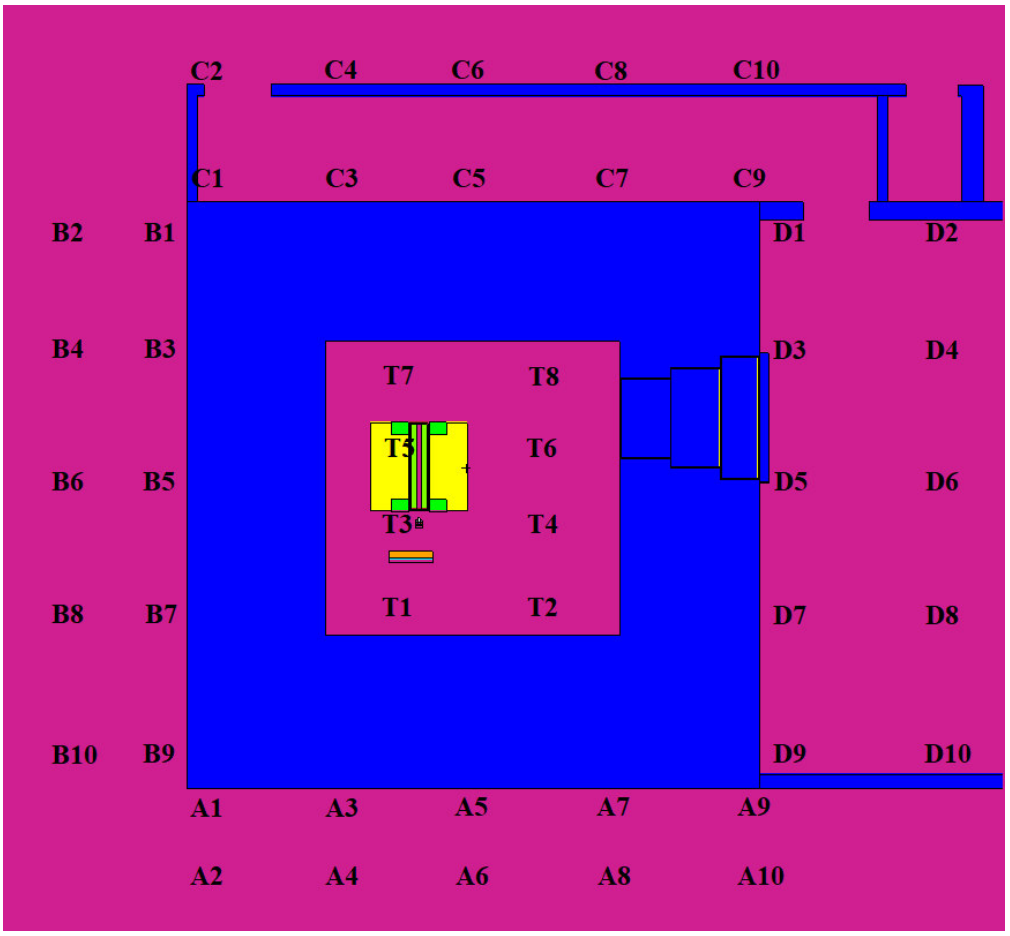


FIGURA 3.11: Puntos de medición del estudio radiométrico en el *búnker* del ciclotrón en 2D visualizado con el *software* VISED.

CUADRO 3.4: Distancias de referencia desde los puntos hasta el área fuera del *búnker*.

Pontos	**Distancia pared-detector (cm)**	
A	31,0	151,0
B	43,5	163,5
C	29,0	189,0
D	36,5	236,5
T	286,5	286,5
Puerta	26,5	–

La altura de referencia definida para los puntos de medición A, B, C, D y puerta superior fue de aproximadamente 135 cm, considerada como la posición de un dosímetro personal para un individuo de 170 a 175 cm de altura. Para el caso de los puntos T y la puerta inferior, se definió una altura de referencia de 20 cm desde la superficie del piso hasta el centro del volumen sensible del detector.

El Cuadro 3.5 muestra las coordenadas de los puntos y la distancia desde los puntos de medición a los blancos 1 y 4 (T_1 y T_4).

CUADRO 3.5: Coordenadas de los blancos (T_1 y T_4) y puntos de medición (P_j) y distancia de los puntos a los blancos.

Área	**Coordenadas**			**Distancia a partir de los blancos** [(1)] **(cm)**		**Puntos**
	X	**Y**	**Z**	**T_1-P_j**	**T_4-P_j**	
Blanco T_1	−78,0	0,0	10,0			
Blanco T_4	−60,5	0,0	50,0			
Control de Calidad	−470,0	290,0	40,0	488,5	501,8	A1
	−590,0	290,0	40,0	589,2	603,7	A2
	−470,0	55,0	40,0	397,0	413,2	A3
	−590,0	55,0	40,0	515,8	532,3	A4
	−470,0	−115,0	40,0	409,6	425,4	A5
	−590,0	−115,0	40,0	525,6	541,8	A6
Laboratório de Expansión	−470,0	−280,0	40,0	482,7	496,1	A7
	−590,0	−280,0	40,0	584,3	599,0	A8
	−470,0	−460,0	40,0	605,1	615,9	A9
	−590,0	−460,0	40,0	688,9	701,4	A10
Área Externa (lateral del edificio)	300,0	360,0	40,0	522,9	509,6	B1
	300,0	480,0	40,0	611,7	600,4	B2
	160,0	360,0	40,0	432,6	422,3	B3
	160,0	480,0	40,0	536,6	528,4	B4
	−20,0	360,0	40,0	365,9	362,4	B5
	−20,0	480,0	40,0	484,4	481,8	B6
	−190,0	360,0	40,0	378,2	382,7	B7
	−190,0	480,0	40,0	493,8	497,2	B8
	−380,0	360,0	40,0	470,9	481,4	B9
	−380,0	480,0	40,0	567,9	576,6	B10
Central de Gases	390,0	290,0	40,0	551,4	535,9	C1
	550,0	290,0	40,0	692,4	676,0	C2
	390,0	55,0	40,0	472,2	454,1	C3
	550,0	55,0	40,0	631,1	613,2	C4
	390,0	−115,0	40,0	482,9	465,2	C5

Continúa en la siguiente página

Área	Coordenadas			Distancia a partir de los blancos [1] (cm)		Puntos
	X	**Y**	**Z**	**T_1-P_j**	**T_4-P_j**	
Blanco T_1	$-78,0$	$0,0$	$10,0$			
Blanco T_4	$-60,5$	$0,0$	$50,0$			
Central de Gases	$550,0$	$-115,0$	$40,0$	$639,1$	$621,4$	C6
	$390,0$	$-280,0$	$40,0$	$546,2$	$530,6$	C7
	$550,0$	$-280,0$	$40,0$	$688,2$	$671,8$	C8
	$390,0$	$-460,0$	$40,0$	$656,9$	$644,0$	C9
	$550,0$	$-460,0$	$40,0$	$779,0$	$764,5$	C10
Área Técnica	$300,0$	$-500,0$	$40,0$	$627,5$	$616,5$	D1
	$300,0$	$-700,0$	$40,0$	$796,1$	$787,5$	D2
	$160,0$	$-500,0$	$40,0$	$554,6$	$546,6$	D3
	$160,0$	$-700,0$	$40,0$	$740,0$	$734,0$	D4
	$-20,0$	$-500,0$	$40,0$	$504,2$	$501,7$	D5
	$-20,0$	$-700,0$	$40,0$	$703,0$	$701,2$	D6
	$-190,0$	$-500,0$	$40,0$	$513,3$	$516,6$	D7
	$-190,0$	$-700,0$	$40,0$	$709,5$	$711,9$	D8
	$-380,0$	$-500,0$	$40,0$	$584,9$	$593,4$	D9
	$-380,0$	$-700,0$	$40,0$	$763,0$	$769,5$	D10
Losa de Azotea del *Búnker*	$-180,0$	$30,0$	$415,0$	$418,7$	$385,2$	T1
	$-180,0$	$-177,0$	$415,0$	$453,6$	$422,9$	T2
	$-80,0$	$30,0$	$415,0$	$406,1$	$366,7$	T3
	$-80,0$	$-177,0$	$415,0$	$442,0$	$406,1$	T4
	$15,0$	$30,0$	$415,0$	$416,6$	$374,0$	T5
	$15,0$	$-177,0$	$415,0$	$451,7$	$412,6$	T6
	$120,0$	$30,0$	$415,0$	$451,8$	$408,3$	T7
	$120,0$	$-177,0$	$415,0$	$484,3$	$444,0$	T8
Puerta del *Búnker*	$66,6$	$-490,0$	$-140,0$	$532,5$	$540,7$	Inferior
	$66,6$	$-490,0$	$-25,0$	$512,1$	$511,8$	Superior

[1] Distancia de los puntos P_j (P = A, B, C, D, T, inferior y superior; y j = 1 a 10) a los blancos T_1 y T_4

3.4.1. Irradiación en *Single Beam*

Los Cuadros 3.6 a 3.11 presentan la comparación entre los resultados de las medidas experimentales del estudio radiométrico y las simulaciones con el código MCNP6, en términos de la tasa $H^*(10)$ de neutrones, en la condición de irradiación *single beam* (blanco 1 (T_1), irradiaciones con 80 μA y 60 minutos).

CUADRO 3.6: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Control de Calidad - Lab. Expansión (Puntos A).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Control de Calidad	A1	0,0	0,00	±	34,5 %
	A2	0,0	0,00	±	32,3 %
	A3	0,0	0,01	±	20,2 %
	A4	0,0	0,00	±	14,4 %
	A5	0,0	0,02	±	26,0 %
	A6	0,0	0,01	±	19,1 %
Laboratório de Expansión	A7	0,0	0,01	±	27,1 %
	A8	0,0	0,03	±	24,2 %
	A9	0,0	0,00	±	27,2 %
	A10	0,0	0,02	±	21,9 %

CUADRO 3.7: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Externa (Puntos B).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Área Externa (lateral del edificio)	B1	0,0	0,02	±	24,4 %
	B2	0,0	0,05	±	18,1 %
	B3	0,0	0,09	±	26,4 %
	B4	0,0	0,13	±	13,4 %
	B5	0,0	0,43	±	11,8 %
	B6	0,0	0,61	±	8,6 %
	B7	0,0	1,02	±	19,2 %
	B8	0,0	0,88	±	14,8 %
	B9	0,0	0,12	±	19,0 %
	B10	0,0	0,25	±	18,5 %

A partir de la comparación de los resultados experimentales y simulados con el código MCNP6, se puede observar que mostraron una buena concordancia, conforme presentado en los Cuadros 3.6 a 3.11. Los valores de $H^*(10)$ de la simulación mostraron valores ligeramente superiores en algunos puntos, esto, posiblemente a la interacción del campo neutrónico con algunos componentes del propio acelerador ciclotrón, de la estructura *LTF*, de las paredes, losa de azotea, piso de la sala, y puerta del *búnker*.

Cuadro 3.8: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Central de Gases (Puntos C).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Central de Gases	C1	0,0	0,03	±	26,3 %
	C2	0,0	0,01	±	29,8 %
	C3	0,0	0,60	±	23,3 %
	C4	0,0	0,01	±	58,7 %
	C5	0,0	0,23	±	21,2 %
	C6	0,0	0,00	±	69,5 %
	C7	0,0	0,09	±	23,9 %
	C8	0,0	0,00	±	19,0 %
	C9	0,0	0,03	±	28,1 %
	C10	0,0	0,00	±	32,7 %

Cuadro 3.9: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Técnica (Puntos D).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Área Técnica	D1	0,0	0,05	±	21,2 %
	D2	0,0	0,06	±	16,7 %
	D3	0,0	0,06	±	20,8 %
	D4	0,0	0,14	±	14,6 %
	D5	0,0	0,35	±	15,7 %
	D6	0,0	0,24	±	12,2 %
	D7	0,0	1,21	±	27,1 %
	D8	0,0	0,28	±	14,0 %
	D9	0,0	0,04	±	18,3 %
	D10	0,0	0,07	±	14,2 %

Cuadro 3.10: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Losa de Azotea (Puntos T).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Losa de Azotea del *Búnker*	D1	0,0	0,10	±	25,4 %
	D2	0,0	0,02	±	12,9 %
	D3	0,0	0,26	±	16,8 %
	D4	0,0	0,02	±	30,1 %
	D5	0,0	0,17	±	55,0 %
	D6	0,0	0,00	±	39,6 %
	D7	0,0	0,01	±	36,9 %
	D8	0,0	0,01	±	36,4 %

CUADRO 3.11: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Puerta del *Búnker*.

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Puerta del *Búnker*	Inferior	0,0	0,31	±	18,2 %
	Superior	0,0	0,01	±	21,3 %

3.4.2. Irradiación en *Dual Beam*: Caso 1

Los Cuadros 3.12 a 3.17 presentan la comparación entre los resultados de las medidas experimentales del levantamiento radiométrico y las simulaciones con el código MCNP6, en términos de la tasa de dosis equivalente de neutrones, en la condición de irradiación *dual beam* (blanco 1 (T_1) y blanco 4 (T_4), irradiaciones con 65 μA en cada blanco y 120 minutos).

CUADRO 3.12: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Control de Calidad - Lab. Expansión (Puntos A).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Control de Calidad	A1	0,0	0,01	±	30,9 %
	A2	0,0	0,04	±	24,0 %
	A3	0,0	0,04	±	31,9 %
	A4	0,0	0,03	±	19,6 %
	A5	0,0	0,10	±	25,0 %
	A6	0,0	0,02	±	15,7 %
Laboratório de Expansión	A7	0,0	0,07	±	26,6 %
	A8	0,0	0,09	±	22,2 %
	A9	0,0	0,02	±	30,2 %
	A10	0,0	0,02	±	21,6 %

CUADRO 3.13: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Externa (Puntos B).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Área Externa (lateral del edificio)	B1	0,0	0,02	±	29,3 %
	B2	0,0	0,07	±	19,2 %
	B3	0,0	0,39	±	27,7 %
	B4	0,0	0,21	±	18,6 %
	B5	0,0	0,88	±	18,8 %
	B6	0,0	0,85	±	14,3 %
	B7	0,0	0,56	±	17,3 %
	B8	0,0	0,66	±	13,6 %
	B9	0,0	0,15	±	34,8 %
	B10	0,0	0,06	±	12,8 %

Cuadro 3.14: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Central de Gases (Puntos C).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Central de Gases	C1	0,0	0,01	±	27,9 %
	C2	0,0	0,00	±	35,2 %
	C3	0,0	0,08	±	24,2 %
	C4	0,0	0,00	±	13,6 %
	C5	0,0	0,20	±	27,2 %
	C6	0,0	0,00	±	30,6 %
	C7	0,0	0,13	±	25,2 %
	C8	0,0	0,00	±	26,1 %
	C9	0,0	0,04	±	25,9 %
	C10	0,0	0,00	±	30,5 %

Cuadro 3.15: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Técnica (Puntos D).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Área Técnica	D1	0,0	0,09	±	21,2 %
	D2	0,0	0,08	±	12,4 %
	D3	0,0	0,12	±	13,0 %
	D4	0,0	0,14	±	10,4 %
	D5	0,0	0,81	±	14,9 %
	D6	0,0	0,59	±	13,4 %
	D7	0,0	1,27	±	18,2 %
	D8	0,0	0,98	±	10,7 %
	D9	0,0	0,17	±	16,0 %
	D10	0,0	0,09	±	10,1 %

Cuadro 3.16: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Losa de Azotea (Puntos T).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Losa de Azotea del *Búnker*	T1	0,0	0,33	±	16,0 %
	T2	0,0	0,19	±	12,7 %
	T3	0,0	0,60	±	16,2 %
	T4	0,0	0,11	±	23,4 %
	T5	0,0	0,17	±	22,1 %
	T6	0,0	0,14	±	15,0 %
	T7	0,0	0,00	±	33,0 %
	T8	0,0	0,00	±	48,1 %

CUADRO 3.17: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Puerta del *Búnker*.

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Puerta del *Búnker*	Inferior	0,0	0,98	±	14,0 %
	Superior	0,0	0,11	±	24,8 %

3.4.3. Irradiación en *Dual Beam*: Caso 2

Los Cuadros 3.18 a 3.23 presentan la comparación entre los resultados de las medidas experimentales del levantamiento radiométrico y las simulaciones con el código MCNP6, en términos de la tasa de dosis equivalente de neutrones, en la condición de irradiación *dual beam* (blanco 1 (T_1) y blanco 4 (T_4), irradiaciones con 65 μA en cada blanco y 180 minutos).

CUADRO 3.18: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Control de Calidad - Lab. Expansión (Puntos A).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Control de Calidad	A1	0,0	0,02	±	30,9 %
	A2	0,0	0,06	±	24,0 %
	A3	0,0	0,06	±	31,9 %
	A4	0,0	0,05	±	19,6 %
	A5	0,0	0,15	±	25,0 %
	A6	0,0	0,04	±	15,7 %
Laboratório de Expansión	A7	0,0	0,10	±	26,6 %
	A8	0,0	0,13	±	22,2 %
	A9	0,0	0,03	±	30,2 %
	A10	0,0	0,03	±	21,6 %

CUADRO 3.19: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Externa (Puntos B).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Área Externa (lateral del edificio)	B1	0,0	0,02	±	29,3 %
	B2	0,0	0,10	±	19,2 %
	B3	0,0	0,59	±	27,7 %
	B4	0,0	0,31	±	18,6 %
	B5	0,0	1,32	±	18,8 %
	B6	0,0	1,28	±	14,3 %
	B7	0,0	0,84	±	17,3 %
	B8	0,0	1,00	±	13,6 %
	B9	0,0	0,23	±	34,8 %
	B10	0,0	0,09	±	12,8 %

CUADRO 3.20: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Central de Gases (Puntos C).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Central de Gases	C1	0,0	0,02	±	27,9 %
	C2	0,0	0,00	±	35,2 %
	C3	0,0	0,12	±	24,2 %
	C4	0,0	0,00	±	13,6 %
	C5	0,0	0,30	±	27,2 %
	C6	0,0	0,00	±	30,6 %
	C7	0,0	0,20	±	25,2 %
	C8	0,0	0,00	±	26,1 %
	C9	0,0	0,06	±	25,9 %
	C10	0,0	0,00	±	30,5 %

CUADRO 3.21: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Técnica (Puntos D).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Área Técnica	D1	0,0	0,14	±	21,2 %
	D2	0,0	0,11	±	12,4 %
	D3	0,0	0,18	±	13,0 %
	D4	0,0	0,21	±	10,4 %
	D5	0,0	1,21	±	14,9 %
	D6	0,0	0,88	±	13,4 %
	D7	0,0	1,90	±	18,2 %
	D8	0,0	1,48	±	10,7 %
	D9	0,0	0,26	±	16,0 %
	D10	0,0	0,13	±	10,1 %

CUADRO 3.22: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Losa de Azotea (Puntos T).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Losa de Azotea del *Búnker*	T1	0,0	0,49	±	16,0 %
	T2	0,0	0,29	±	12,7 %
	T3	0,0	0,89	±	16,2 %
	T4	0,0	0,16	±	23,4 %
	T5	0,0	0,26	±	22,1 %
	T6	0,0	0,20	±	15,0 %
	T7	0,0	0,00	±	33,0 %
	T8	0,0	0,00	±	48,1 %

CUADRO 3.23: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Puerta del *Búnker*.

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Puerta del *Búnker*	Inferior	0,0	1,47	±	14,0 %
	Superior	0,0	0,16	±	24,8 %

Los Cuadros 3.12 a 3.23, presentan la comparación entre los resultados experimentales y simulados con el código MCNP6 presentaron buena concordancia. Como mencionado anteriormente en la sección 3.4.1 ïrradiación en *single beam*"(irradiación con blanco único), los valores de equivalente de dosis ambiental de la simulación con los blancos 1 y 4 (*dual beam*), también presentaron valores ligeramente superiores en algunos puntos, posiblemente debido a la interacción del campo de neutrones con los componentes do propio acelerador, de las paredes, loza de azotea y piso de la sala, de la estructura LTF, y de la puerta del *búnker*.

Las diferencias presentadas entre los resultados experimentales y simulados, también pueden ser explicadas debido a las características técnicas de los sistemas dosimétricos utilizados (dependencia energética y valores de incertidumbre elevados), en este caso, por el detector de neutrones *Ludlum* modelo 12-4 (N/S 336349). Otra explicación de la diferencia en los resultados de equivalente de dosis ambiental, puede ser, debido al tipo de coeficientes de conversión utilizados para su cálculo.

El número de historias definido para las simulaciones fue de 2,0 x 10^9. Los valores de incertidumbres expandidas (U) de equivalente de dosis ambiental de neutrones fueron determinadas para un factor de cobertura k=2,00 y un nivel de confianza de aproximadamente 95 %.

En esta etapa, se puede concluir que el modelo computacional del término fuente de radiación fue validado satisfactoriamente y puede ser utilizado en el cálculo de blindaje para las condiciones del *upgrade* del acelerador ciclotrón *PETtrace* 890.

3.5. Comparación de las tasas de equivalente de dosis ambiental - *GE PETtrace* 890

La comparación entre los valores de las tasas de equivalente de dosis ambiental fue realizada entre las medidas obtenidas en el estudio radiométrico alrededor del *búnker* del ciclotrón,

conforme descrito en el Informe Técnico realizado el 12/02/2020 ([39] [2] y las simulaciones con el código MCNP6. Como descrito anteriormente, las simulaciones fueron realizadas a partir del bombardeo de los blancos de $[^{18}O]H_2O$ con protones de 16,5 MeV, corriente de 80 μA para el blanco 1 (T_1) y blanco 4 (T_4 (*dual beam*), y para un tiempo de irradiación de 180 minutos.

Las tasas de $H^*(10)$ de neutrones fueron medidas en 50 puntos, conforme definidos anteriormente (Figura 3.10). Las magnitudes de las tasas de fluencia de neutrones y equivalente de dosis ambiental de neutrones fueron estimadas conforme descrito en la sección 3.4 "Validación del modelo computacional MCNP".

Los Cuadros 3.24 a 3.29 presentan la comparación entre los resultados de las medidas experimentales en el estudio radiométrico y de las simulaciones con el código MCNP6 en términos de $H^*(10)$ de neutrones.

CUADRO 3.24: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Control de Calidad - Lab. Expansión (Puntos A).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Control de Calidad	A1	0,00	0,03	±	30,9 %
	A2	0,00	0,07	±	24,0 %
	A3	0,00	0,08	±	31,9 %
	A4	0,00	0,06	±	19,6 %
	A5	0,00	0,18	±	25,0 %
	A6	0,00	0,04	±	15,7 %
Laboratório de Expansión	A7	0,00	0,12	±	26,6 %
	A8	0,00	0,16	±	22,2 %
	A9	0,00	0,03	±	30,2 %
	A10	0,00	0,03	±	21,6 %

Los Cuadros 3.24 a 3.29, presentan las comparaciones entre los resultados experimentales y simulados con el código MCNP6. A partir de los resultados, se pudo observar que las comparaciones presentaron buena concordancia y en algunos casos, considerados dentro del orden de magnitud. Como mencionado anteriormente en la sección 3.4 "Validación del modelo computacional MCNP", los valores de equivalente de dosis ambiental obtenidos en la simulación también presentaron valores superiores en algunos puntos, debido principalmente a la interacción del campo de radiación con los componentes del acelerador, la estructura *LTF*,

[2] Las medidas del estudio radiométrico fueron obtenidas utilizando el monitor de área de neutrones Thermo Fisher SCIENTIFIC modelo FH 40 G-X y N/S 021011, con el detector proporcional ^{3}He también Thermo F. C. modelo FHT 752 SH y N/S 0376.

Cuadro 3.25: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Externa (Puntos B).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Área Externa (lateral del edificio)	B1	0,00	0,03	±	29,3 %
	B2	0,00	0,13	±	19,2 %
	B3	0,10	0,73	±	27,7 %
	B4	0,50	0,38	±	18,6 %
	B5	5,00	1,63	±	18,8 %
	B6	0,60	1,57	±	14,3 %
	B7	0,00	1,03	±	17,3 %
	B8	0,00	1,23	±	13,6 %
	B9	0,00	0,28	±	34,8 %
	B10	0,00	0,11	±	12,8 %

Cuadro 3.26: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Central de Gases (Puntos C).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Central de Gases	C1	0,28	0,02	±	27,9 %
	C2	0,28	0,00	±	35,2 %
	C3	2,00	0,15	±	24,2 %
	C4	0,27	0,00	±	13,6 %
	C5	24,00	0,36	±	27,2 %
	C6	0,34	0,00	±	30,6 %
	C7	1,52	0,24	±	25,2 %
	C8	0,32	0,00	±	26,1 %
	C9	0,50	0,07	±	25,9 %
	C10	0,24	0,00	±	30,5 %

Cuadro 3.27: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Área Técnica (Puntos D).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Área Técnica	D1	0,10	0,17	±	21,2 %
	D2	0,50	0,14	±	12,4 %
	D3	2,00	0,22	±	13,0 %
	D4	1,40	0,26	±	10,4 %
	D5	2,80	1,49	±	14,9 %
	D6	3,90	1,08	±	13,4 %
	D7	3,90	2,34	±	18,2 %
	D8	3,80	1,82	±	10,7 %
	D9	3,20	0,32	±	16,0 %
	D10	2,50	0,17	±	10,1 %

CUADRO 3.28: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Losa de Azotea (Puntos T).

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Losa de Azotea del *Búnker*	T1	0,00	0,60	±	16,0 %
	T2	0,00	0,36	±	12,7 %
	T3	0,00	1,10	±	16,2 %
	T4	0,00	0,20	±	23,4 %
	T5	0,00	0,32	±	22,1 %
	T6	0,00	0,25	±	15,0 %
	T7	0,00	0,00	±	33,0 %
	T8	0,00	0,00	±	48,1 %

CUADRO 3.29: Comparación entre los resultados experimentales y simulados en términos de la tasa de $H^*(10)$ de neutrones - Puerta del *Búnker*.

Área	**Puntos**	**H*(μSv h^{-1}) medido**	**H*(μSv h^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Puerta del *Búnker*	Inferior	1,90	1,81	±	14,0 %
	Superior	1,50	0,20	±	24,8 %

las paredes, loza de azotea, piso de la sala, y puerta del *búnker*. Estas diferencias también pueden ser debido a las características técnicas de los sistemas dosimétricos utilizados, así como, a los valores de los coeficientes de conversión utilizados por el propio detector para el cálculo de la magnitud.

3.6. Cálculo de blindaje del *búnker* del ciclotrón *GE PETtrace 890*

3.6.1. Irradiación en *Dual Beam*: Caso 3

Las tasas de equivalente de dosis ambiental anual [mSv a^{-1}] de neutrones fueron calculadas en las condiciones máximas del acelerador "*upgrade*" (*dual beam* (blanco 1 (T_1) y blanco 4 (T_4), irradiaciones con 80 μA en cada blanco y tiempo de 180 minutos), conforme presentado en los Cuadros 3.24 a 3.29. En la Figura 3.10, se puede observar que los puntos A, C, D están localizados en el interior del área controlada, con acceso restricto a los operadores y técnicos de radioprotección de la instalación. La descripción operacional de estas posiciones, así como los factores ocupacionales, son detallados a continuación.

Central de Gases

Local de los cilindros de gases que sirven al acelerador y a los laboratorios. El local puede ser accedido por el exterior del edificio para el cambio de los cilindros y por el área técnica para la verificación y ajustes de los parámetros de los gases (presión del cilindro, presión de salida). Esta área sólo es ocupada esporádicamente y tiene una tasa de ocupación menor que 2 h sem^{-1} (T = 0,05) fuera de los períodos de operación del ciclotrón. Área libre de protección radiológica. La puerta externa permanece siempre cerrada.

Área Técnica

Local de acceso al interior del *búnker*, donde están instaladas las fuentes de potencia del acelerador (fuentes de iones, del magneto, de la radiofrecuencia (RF) y de control), el sistema de refrigeración del ciclotrón, el cuadro de control de la abertura de la puerta del *búnker* y el panel indicando el estado del acelerador (magneto encendido, fuente de iones encendida, RF encendida, *beam* ON/OFF). Área de acceso controlado por un sistema electrónico de reconocimiento de identificación, es habitada diariamente por los operadores del ciclotrón. Área controlada. Tasa de ocupación de 20 h sem^{-1} (T = 0,5). Local equipado con cámara de vigilancia y monitor de radiación de área.

Laboratorio de CQ Microbiológico

Este laboratorio es dividido en dos ambientes. Uno con campana de flujo laminar en un ambiente de sala-limpia (prueba de endotoxina y preparación de las muestras para *tests* de esterilidad). En esta sala, el técnico utiliza enterizo integral (*Tyvec*), mascarilla, gorros, guantes y cubre-zapato para protección contra contaminación biológica de la muestra y para su protección contra contaminación radioactiva, manipula la fuente abierta (muestra de FDG) de baja radioactividad (< 1 mCi) dentro de la campana con blindaje de plomo en "L". En el otro ambiente se encuentran las incubadoras para pruebas de esterilidad de muestras de FDG ya fraccionadas (< 0,01 mCi/muestra) y autoclave para la preparación y esterilización de material no radiactivo. Este ambiente no está clasificado como una sala limpia y la vestimenta utilizada es un mandil de manga larga, guantes, máscaras y cubre-zapatos. Los dos laboratorios de control de calidad microbiológico están controlados radiológicamente y el acceso está restringido mediante un sistema electrónico de reconocimiento de identificación. La

tasa de ocupación de estas áreas es de aproximadamente 8 h sem^{-1} (T = 0,2). Local equipado con cámara de vigilancia y monitor de radiación de área.

Laboratorio de Control de Calidad Físico-Químico

Local radiologicamente controlado, donde se fracciona una muestra de aproximadamente 0,8 mCi de FDG en diversas muestras menores para uso en los instrumentos de tests de identidad radionuclídica, identidad radioquímica, medida de pH, pureza radioquímica, pureza radionuclídica y pureza química. Este ambiente no es clasificado como sala limpia y la vestimenta utilizada es un mandil de manga larga, guantes, máscaras y cubre-zapatos. Local de acceso restringido, mediante el uso electrónico de identificación, equipado con cámara de vigilancia y monitor de radiación de área, con una tasa de ocupación de aproximadamente 8 h sem^{-1} (T = 0,2).

Laboratorio de Expansión

Con características ambientales de sala limpia y de protección radiológica. Está destinado a futuras actividades de I + D de nuevos radiofármacos. En esta área se asume una tasa de ocupación de aproximadamente 8 h sem^{-1} (T = 0,2).

El Cuadro 3.30 presenta la descripción de los puntos de interés y de los respectivos valores adoptados para los factores ocupacionales.

Las tasas de equivalente de dosis ambiental anuales fueron estimadas considerando un tiempo de 8 horas por día de trabajo, aproximadamente 2000 horas trabajadas por año. Las tasas de equivalente de dosis ambiental anuales [mSv a^{-1}], en condiciones conservadoras, para ambientes adyacentes al *búnker*, se presentan en los Cuadros 3.31 a 3.36.

A partir de los resultados presentados en los Cuadros 3.31 a 3.36, se observa que los valores de las tasas de equivalente de dosis de neutrones son muy inferiores a los límites de dosis anuales establecidos por la norma CNEN-NE-3.01 “Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica”, esto es, 20 mSv a^{-1} para los Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos (TOE) y 1 mSv a^{-1} para individuos del público [16], conforme presentado en el Cuadro 3.37.

A partir del análisis de los resultados, se observa que la mayor contribución del campo de radiación de neutrones fue en los puntos D5, D6, D7, D8 y el punto inferior de la puerta del

Cuadro 3.30: Descripción de los puntos de interés y de los factores ocupacionales.

Posición	**Descripción**	**Permanencia estimada (h sem^{-1})**	**Factor ocupacional ***
A1-A6	Salas del laboratorio de control de calidad	< 8	$1/5 **$
A7-A10	Sala del laboratorio de expansión para desarrollo de nuevos radiofármacos	< 8	$1/5 **$
B1-B10	Lado externo del edificio, acceso permitido para individuos del público	< 1	$1/40 **$
C1-C10	Central de gases	< 2	1/20
D1-D2	Área técnica y entrada para la central de gases	20	1/2
D3-D6	Posiciones en las laterales de la puerta del *búnker* en la sala del área técnica	20	1/2
D7-D10	Posiciones sobre el conjunto de perforaciones en la sala del área técnica	20	1/2
T1-T8	Posiciones en la losa de azotea, sobre los blancos de irradiación (término fuente)	< 8	1/5
Puerta inferior	Sala de acceso al ciclotrón, posición frontal inferior a la puerta de acceso	20	1/2
Puerta superior	Sala de acceso al ciclotrón, posición frontal superior a la puerta de acceso	20	1/2

* Valores obtenidos según Apendix B.6, página 90 do NCRP-51.
** Valor obtenido según Tabla 4.4, página 185 do NCRP- 144.

Cuadro 3.31: Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 – Control de Calidad – Lab. Expansión (Puntos A)

Área	**Puntos**	**Fator de ocupación (T)**	**H*(mSv a^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Control de Calidad	A1	0,2	$0,01$	$\pm$	$30,9\,\%$
	A2		$0,03$	$\pm$	$24,0\,\%$
	A3		$0,03$	$\pm$	$31,9\,\%$
	A4		$0,02$	$\pm$	$19,6\,\%$
	A5		$0,07$	$\pm$	$25,0\,\%$
	A6		$0,02$	$\pm$	$15,7\,\%$
Laboratório de Expansión	A7		$0,05$	$\pm$	$26,6\,\%$
	A8		$0,06$	$\pm$	$22,2\,\%$
	A9		$0,01$	$\pm$	$30,2\,\%$
	A10		$0,01$	$\pm$	$21,6\,\%$

Cuadro 3.32: Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 - Área Externa (Puntos B).

Área	**Puntos**	**Fator de ocupación (T)**	**H*(mSv a^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Área Externa (lateral del edificio)	B1	0,025	$0,00$	$\pm$	$29,3\,\%$
	B2		$0,01$	$\pm$	$19,2\,\%$
	B3		$0,04$	$\pm$	$27,7\,\%$
	B4		$0,02$	$\pm$	$18,6\,\%$
	B5		$0,08$	$\pm$	$18,8\,\%$
	B6		$0,08$	$\pm$	$14,3\,\%$
	B7		$0,05$	$\pm$	$17,3\,\%$
	B8		$0,06$	$\pm$	$13,6\,\%$
	B9		$0,01$	$\pm$	$34,8\,\%$
	B10		$0,01$	$\pm$	$12,8\,\%$

Cuadro 3.33: Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 - Central de Gases (Puntos C).

Área	**Puntos**	**Fator de ocupación (T)**	**H*(mSv a^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Central de Gases	C1	0,05	$0,00$	$\pm$	$27,9\,\%$
	C2		$0,00$	$\pm$	$35,2\,\%$
	C3		$0,02$	$\pm$	$24,2\,\%$
	C4		$0,00$	$\pm$	$13,6\,\%$
	C5		$0,04$	$\pm$	$27,2\,\%$
	C6		$0,00$	$\pm$	$30,6\,\%$
	C7		$0,02$	$\pm$	$25,2\,\%$
	C8		$0,00$	$\pm$	$26,1\,\%$
	C9		$0,01$	$\pm$	$25,9\,\%$
	C10		$0,00$	$\pm$	$30,5\,\%$

Cuadro 3.34: Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 - Área Técnica (Puntos D).

Área	**Puntos**	**Fator de ocupación (T)**	**H*(mSv a^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Área Técnica	D1	0,50	$0,17$	$\pm$	$21,2\,\%$
	D2		$0,14$	$\pm$	$12,4\,\%$
	D3		$0,22$	$\pm$	$13,0\,\%$
	D4		$0,26$	$\pm$	$10,4\,\%$
	D5		$1,49$	$\pm$	$14,9\,\%$
	D6		$1,08$	$\pm$	$13,4\,\%$
	D7		$2,34$	$\pm$	$18,2\,\%$
	D8		$1,82$	$\pm$	$10,7\,\%$
	D9		$0,32$	$\pm$	$16,0\,\%$
	D10		$0,17$	$\pm$	$10,1\,\%$

Los puntos D3 a D6 consideran el efecto de las grietas de la puerta del *búnker*.

Cuadro 3.35: Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 - Losa de Azotea (Puntos T).

Área	**Puntos**	**Fator de ocupación (T)**	**H*(mSv a^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Losa de Azotea del *Búnker*	T1	0,20	0,24	±	16,0 %
	T2		0,14	±	12,7 %
	T3		0,44	±	16,2 %
	T4		0,08	±	23,4 %
	T5		0,13	±	22,1 %
	T6		0,10	±	15,0 %
	T7		0,00	±	33,0 %
	T8		0,00	±	48,1 %

Cuadro 3.36: Resultados de tasa de $H^*(10)$ de neutrones obtenidos con el código MCNP6 - Puerta del *Búnker*.

Área	**Puntos**	**Fator de ocupación (T)**	**H*(mSv a^{-1}) simulado**		**u(k = 2) simulado**
Puerta del *Búnker*	Inferior	0,50	1,81	±	14,0 %
	Superior		0,20	±	24,8 %

Los puntos consideran el efecto de las grietas de la puerta del *búnker*.

Cuadro 3.37: Limites de dosis de la norma CNEN-NN-3.01.

Límites de dosis anuales			
Magnitud	**Órgano**	**Trabajador Ocupacionalmente Expuesto**	**Individuo del público**
Dosis efectiva	Cuerpo entero	20 mSv	1 mSv

búnker, con valores de 1,5; 1,1; 2,3; 1,8 y 1,8 mSv a^{-1}, respectivamente. En los puntos D5, D6 e inferior de la puerta, se consideró el efecto de las grietas en la puerta del *búnker*. Los puntos D7 y D8, consideraron el efecto de las perforaciones de la pared que divide la sala del ciclotrón y el área técnica, es decir, los tubos para el paso de los cables del ciclotrón y de los cables eléctricos; y de las líneas de transferencia del ^{18}F (Cuadros 3.34 y 3.36).

3.6.2. Mapeo del campo de radiación alrededor del ciclotrón *GE PETtrace* 890

El mapeo del campo de radiación alrededor del ciclotrón se realizó en términos de tasa de equivalente de dosis ambiental de neutrones [μSv h^{-1}] utilizando la herramienta *mesh tally* del

código MCNP6. La distribución del campo de radiación fue evaluada en estructuras como: losa de cimentación y de relleno compactado, paredes, losa de azotea, canales (tubos y canales de las líneas de transferencia ^{18}F) y los conductos de ventilación y extracción del búnker del ciclotrón. El cuadro 3.38 presenta los puntos para evaluar la distribución del campo de radiación de neutrones en los planos XY, XZ e YZ.

CUADRO 3.38: Puntos M1 - M15 para evaluar el mapeo del campo de radiación de neutrones en los planos XY, XZ y YZ.

Plano	**Nivel**	**Puntos**
XY	Canales (tubos y canales de las líneas de transferencia do ^{18}F)	M1
	Blanco 1 (T_1)	M2
	Conductos de ventilación y extracción - *búnker*	M3
	Conductos de ventilación y extracción - losa de azotea *búnker*	M4
XZ	Blancos 1 y 4 (T_1 y T_4)	M5
	Conductos de ventilación y extracción - *búnker*	M6
	Conductos de ventilación y extracción - pared *búnker*	M7
YZ	Conducto de ventilación – losa de azotea 1	M8
	Conducto de ventilación – losa de azotea 2	M9
	Conducto de ventilación - *búnker*	M10
	Blancos 1 y 4 (T_1 y T_4)	M11
	Puerta *búnker*	M12
	Conducto de extracción - *búnker*	M13
	Conducto de extracción - losa de azotea 1	M14
	Conducto de extracción - losa de azotea 2	M15

Las Figuras 3.12 a 3.41 muestran los planos de corte para evaluar la distribución del campo de radiación de neutrones (*mesh tally*) en términos de la tasa de $H^*(10)$ [μSv h^{-1}] para los puntos M1 a M15, conforme descrito en el Cuadro 3.38.

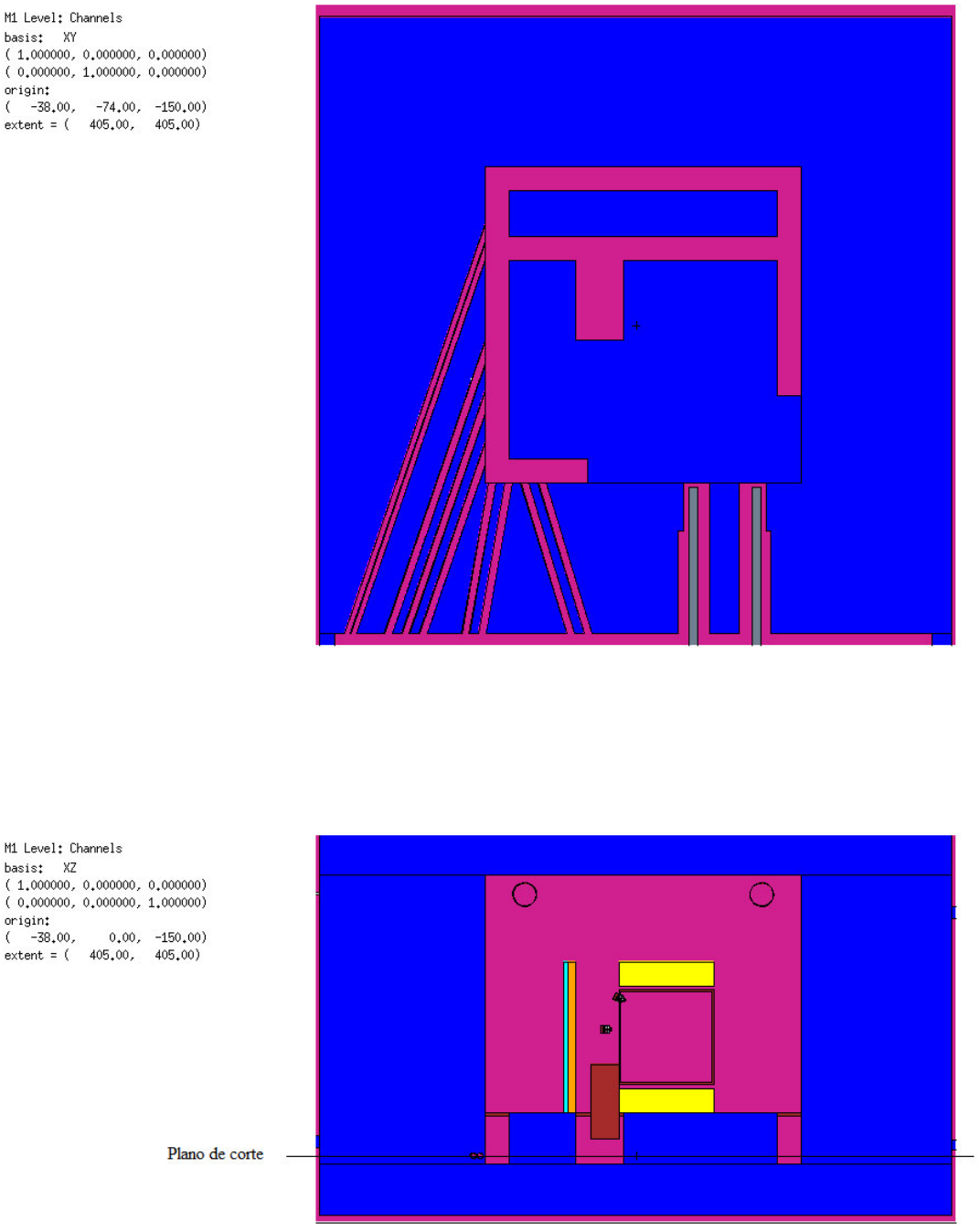


FIGURA 3.12: Plano de corte XY - M1: tubos y canales de las líneas de transferencia ^{18}F.

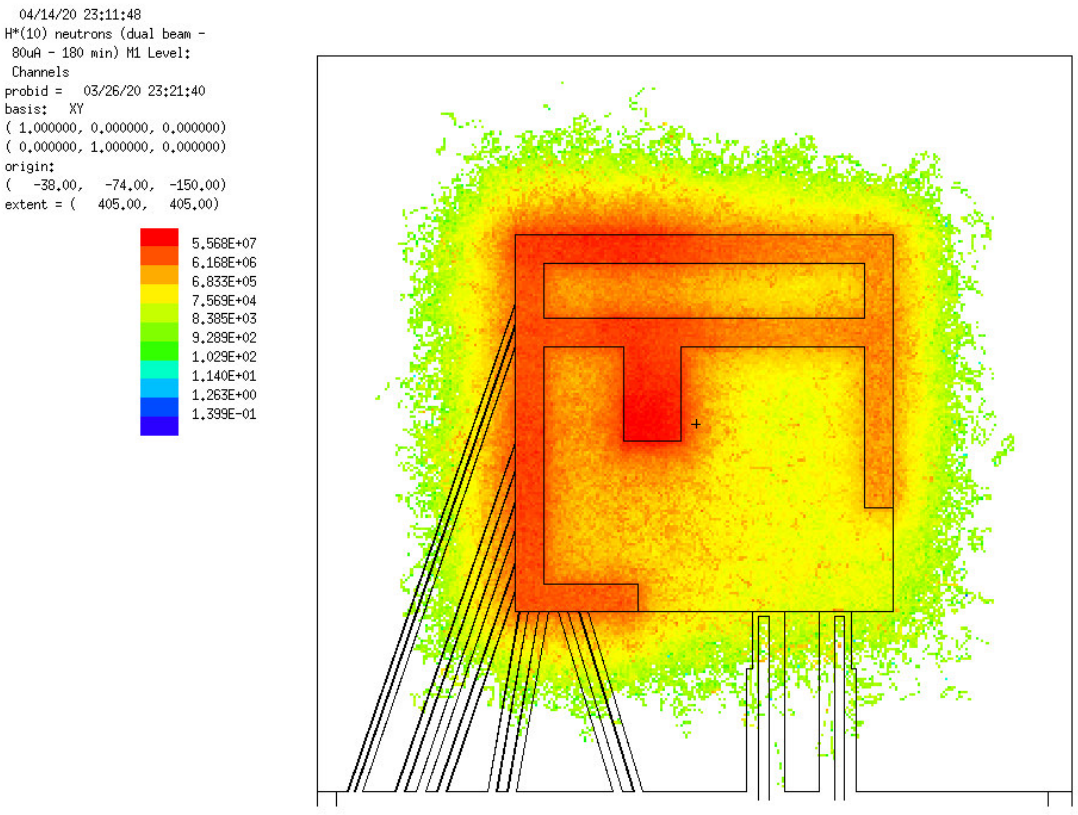


FIGURA 3.13: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XY - M1: tubos y canales de las líneas de transferencia ^{18}F.

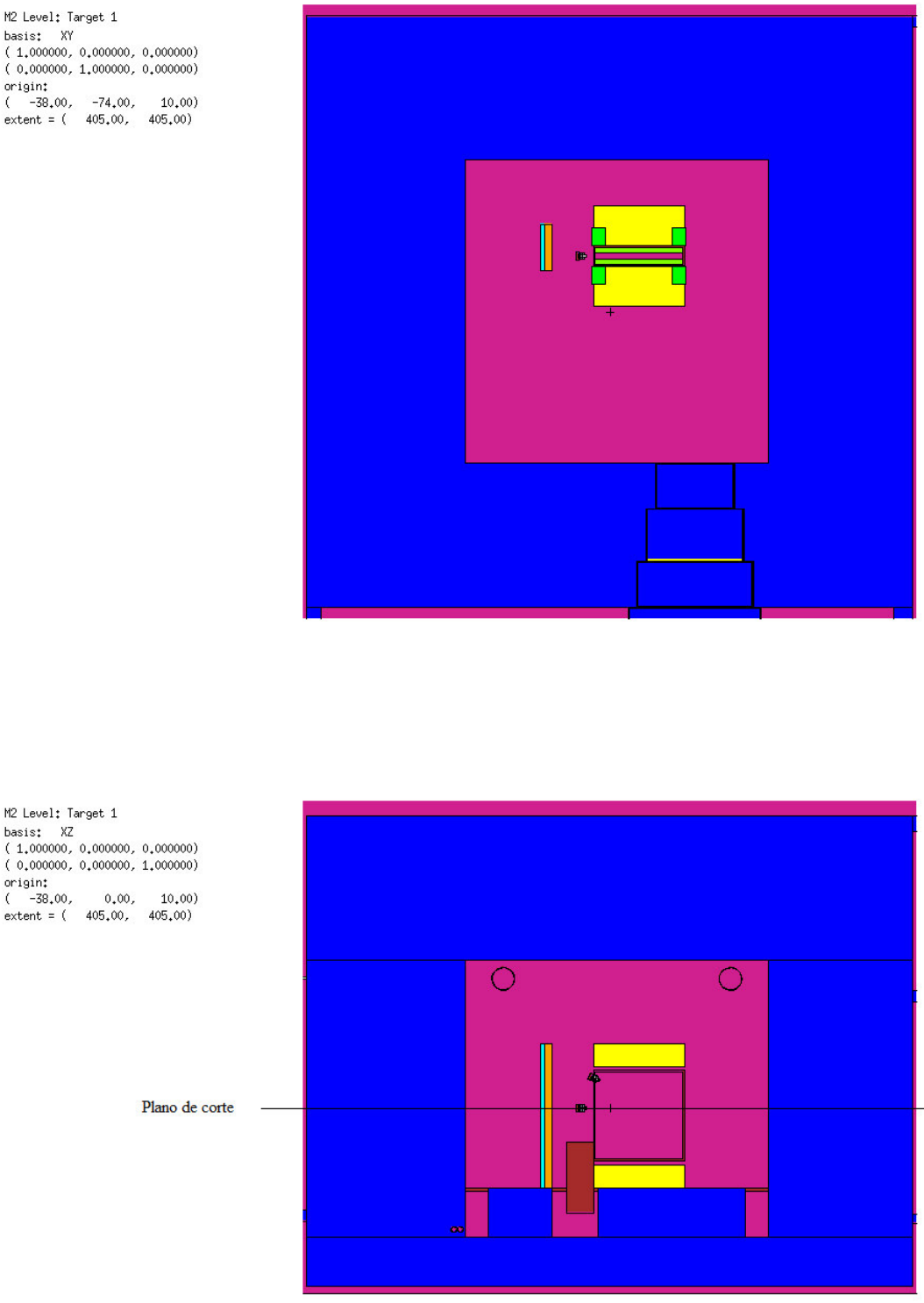


FIGURA 3.14: Plano de corte XY – M2: Blanco 1 (T_1).

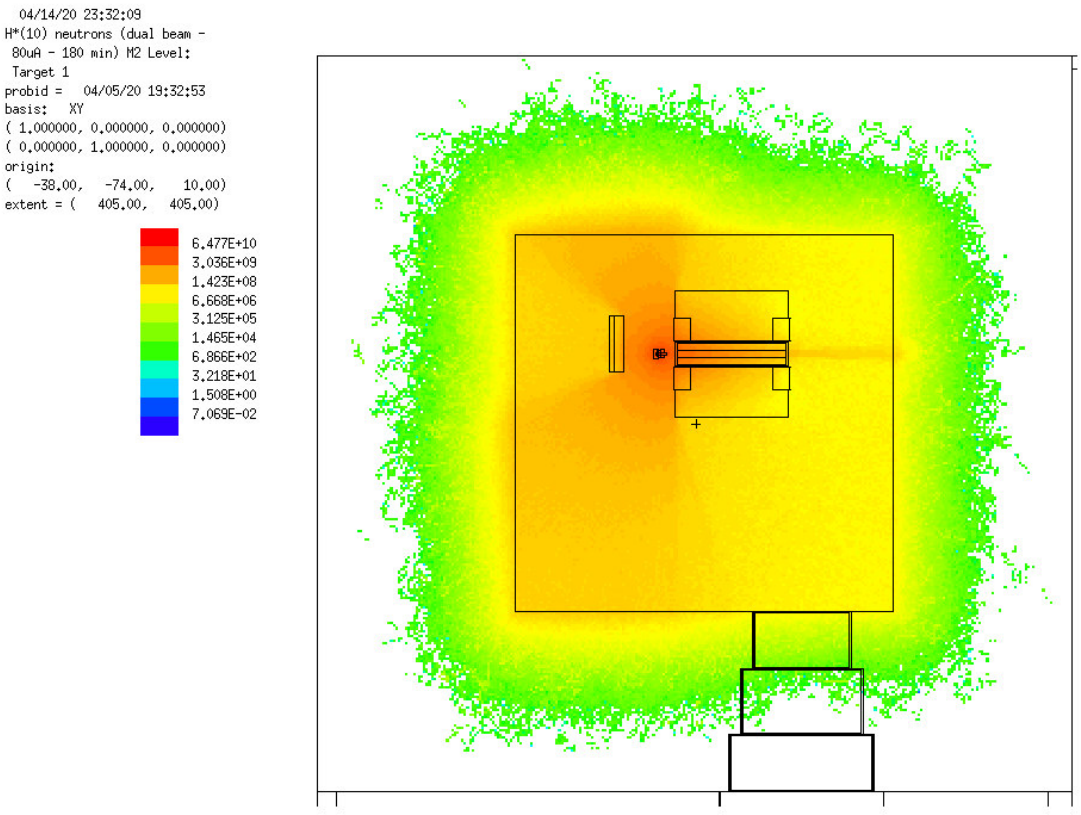


FIGURA 3.15: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XY – M2: Blanco 1 (T_1.)

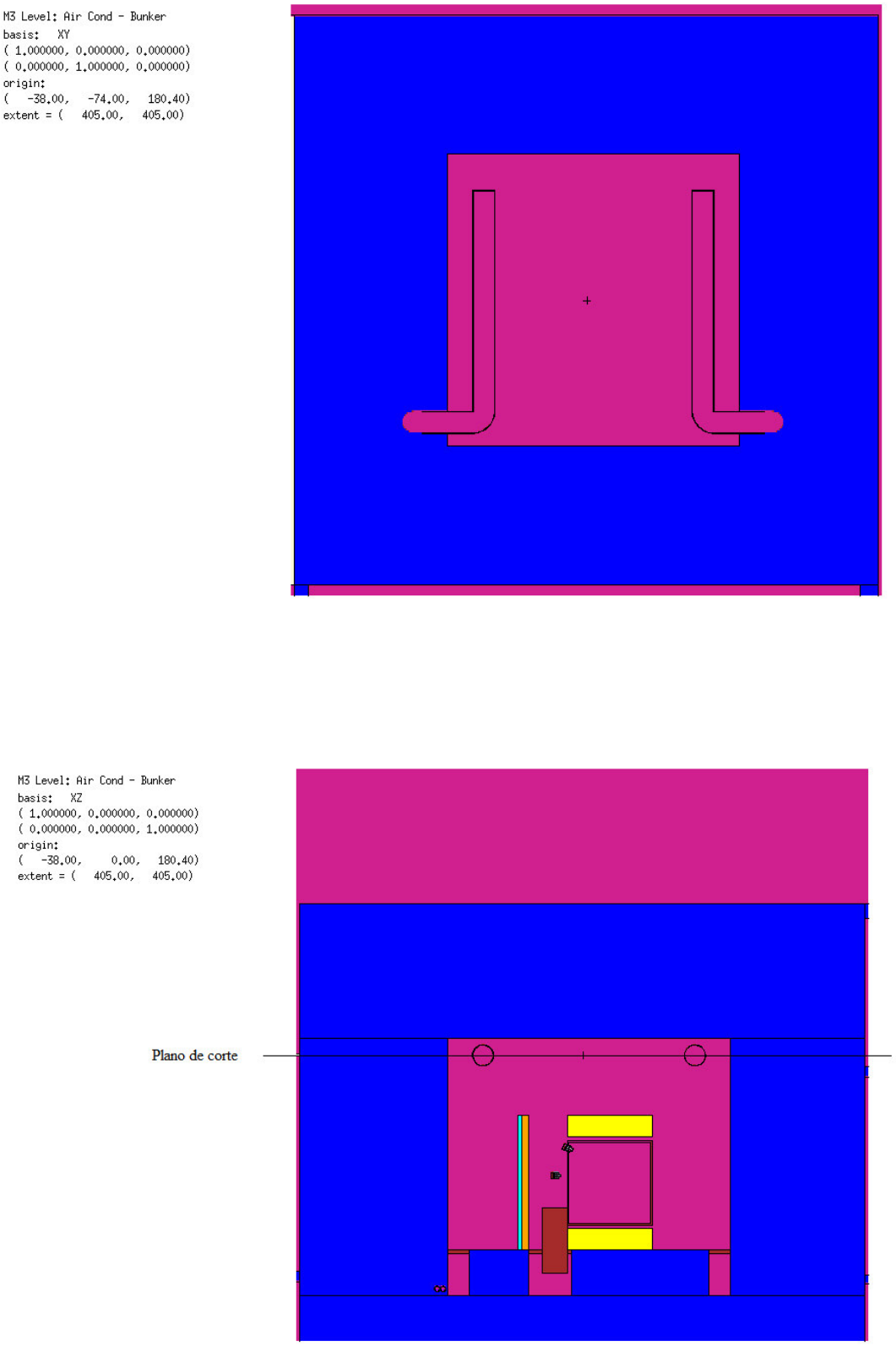


FIGURA 3.16: Plano de corte XY – M3: Conductos de ventilación y extracción - *búnker*.

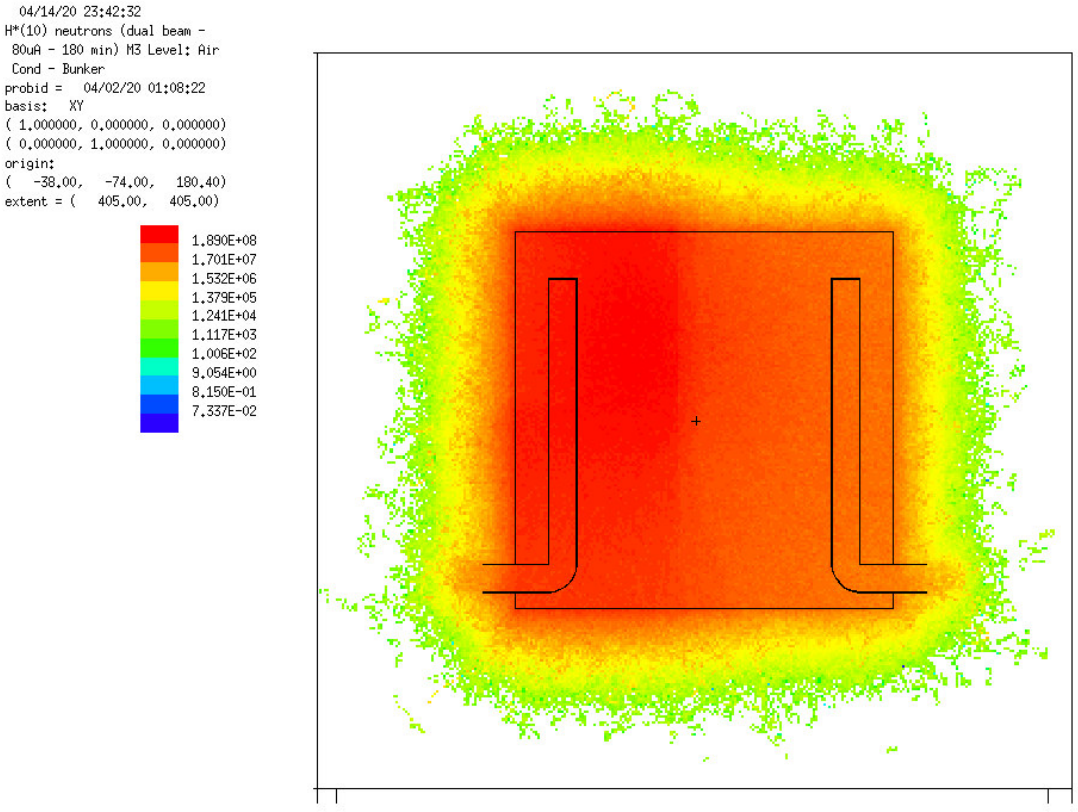
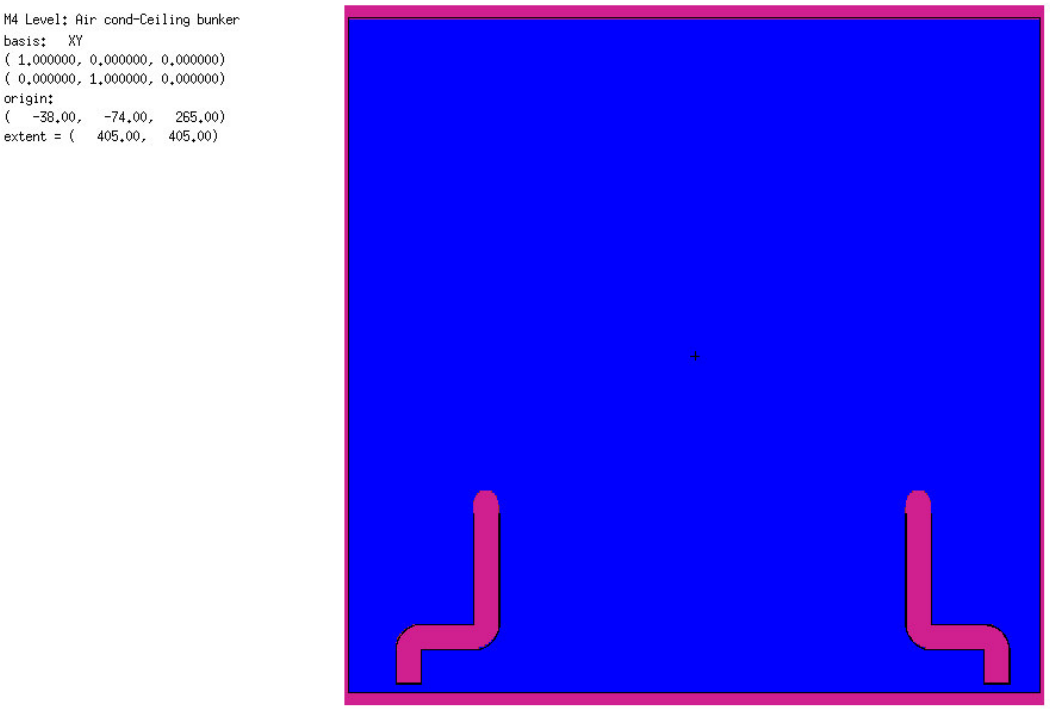


FIGURA 3.17: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XY – M3: Conductos de ventilación y extracción - *búnker*.



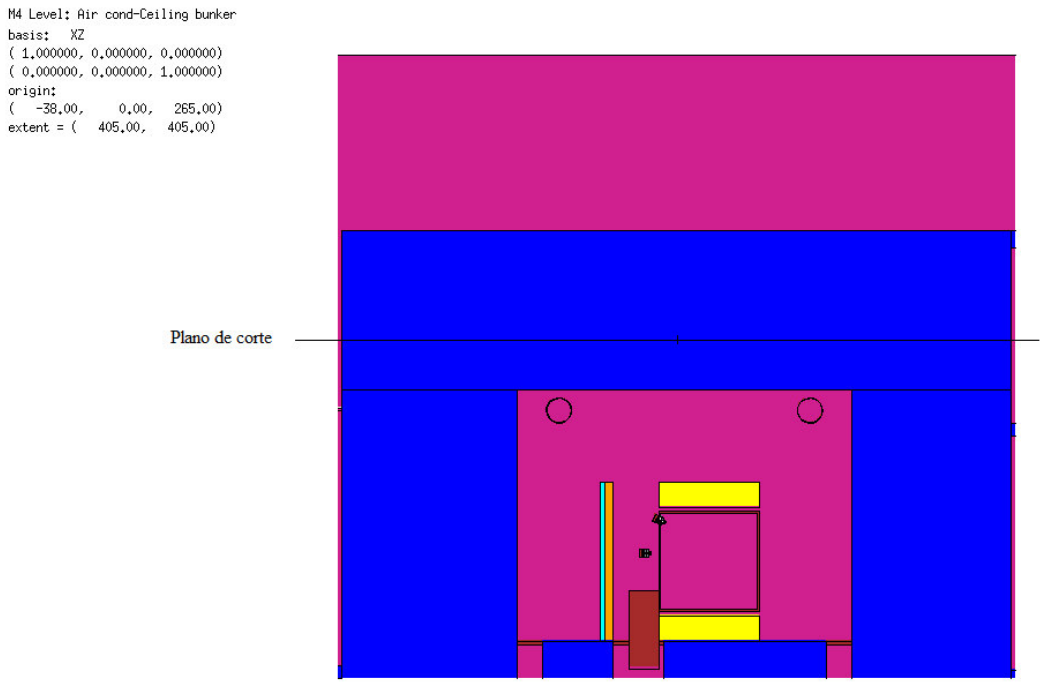


FIGURA 3.18: Plano de corte XY – M4: Conductos de ventilación y extracción – losa de azotea *búnker*.

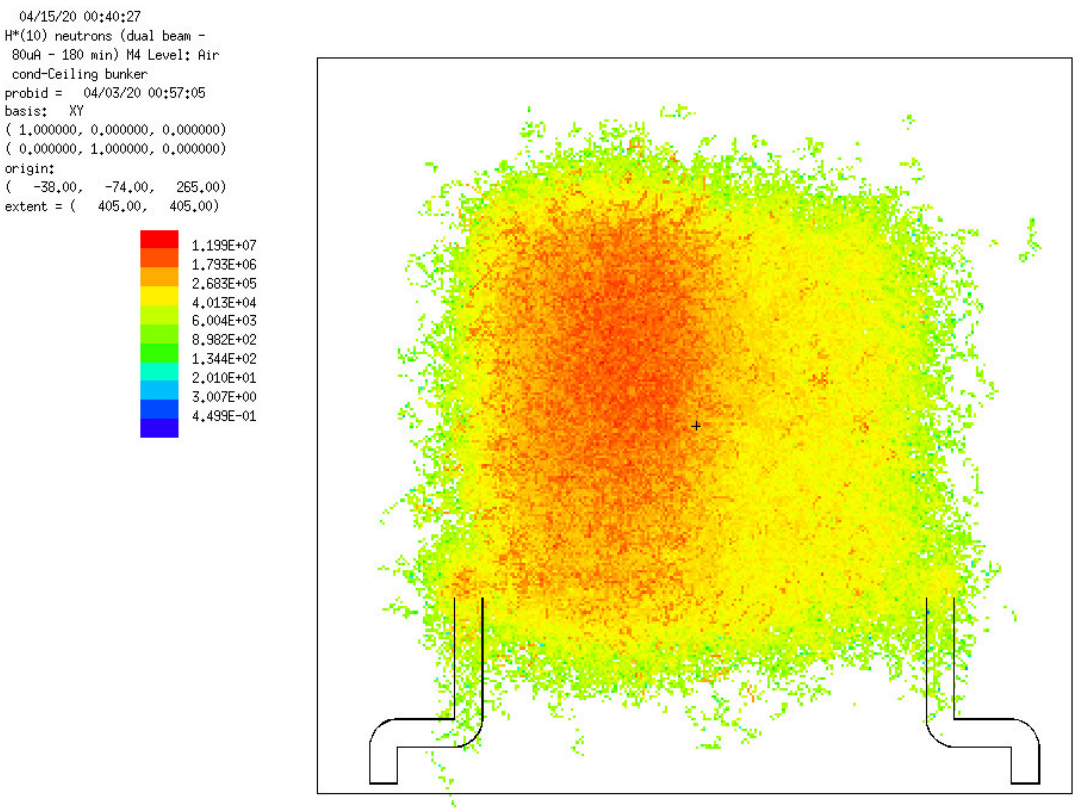
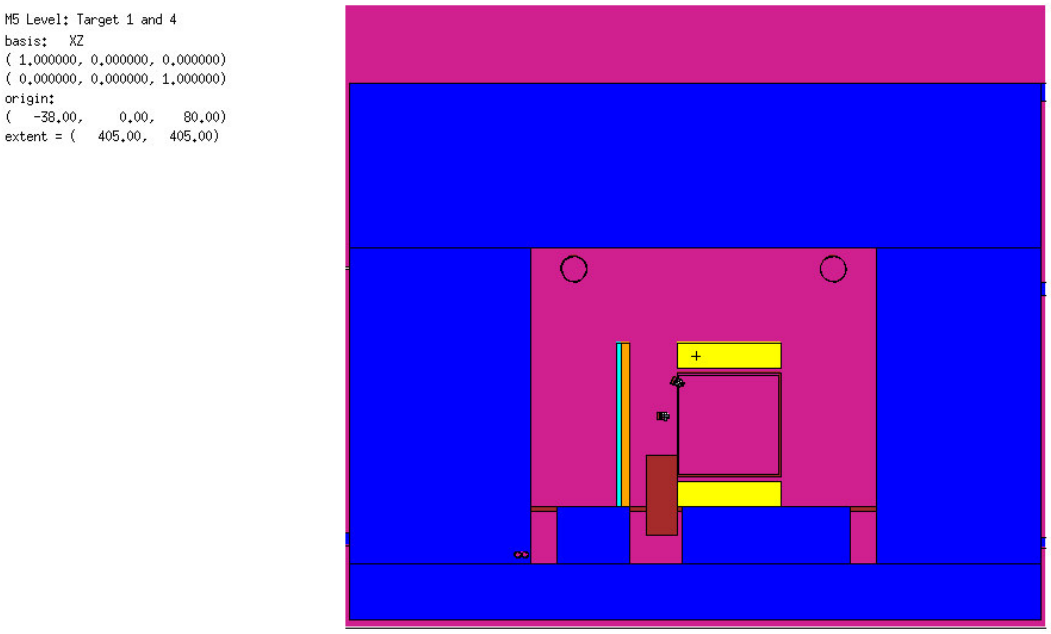


FIGURA 3.19: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XY – M4: Conductos de ventilación y extracción – losa de azotea *búnker*.



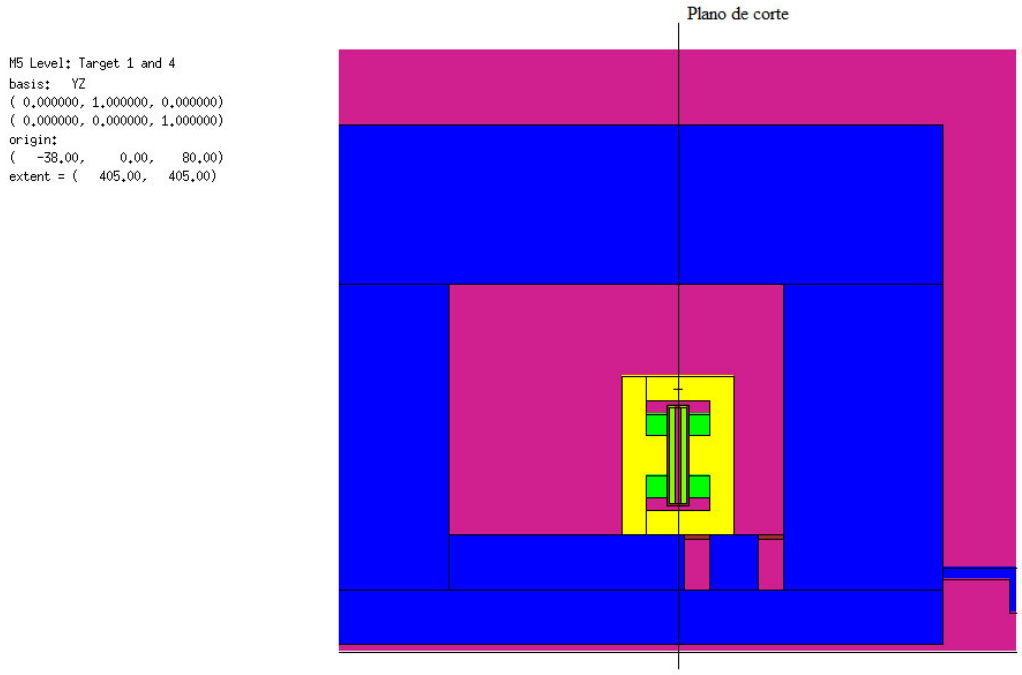


FIGURA 3.20: Plano de corte XZ – M5: Blancos 1 y 4 (T_1 y T_4).

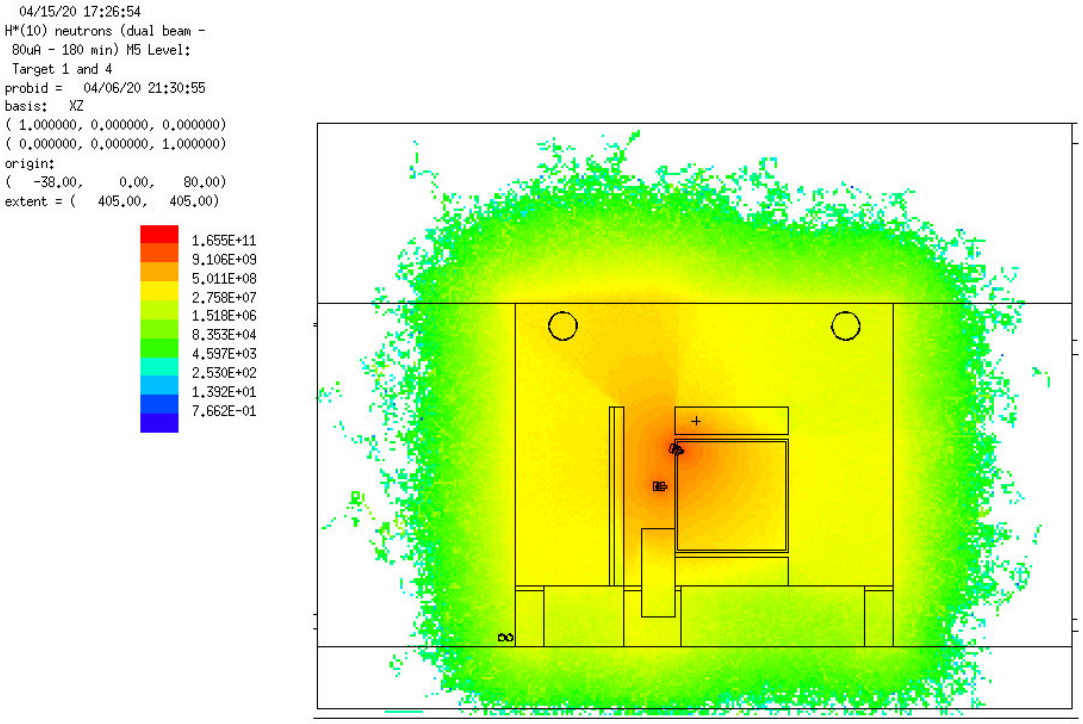


FIGURA 3.21: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XZ – M5: Blancos 1 y 4 (T_1 y T_4).

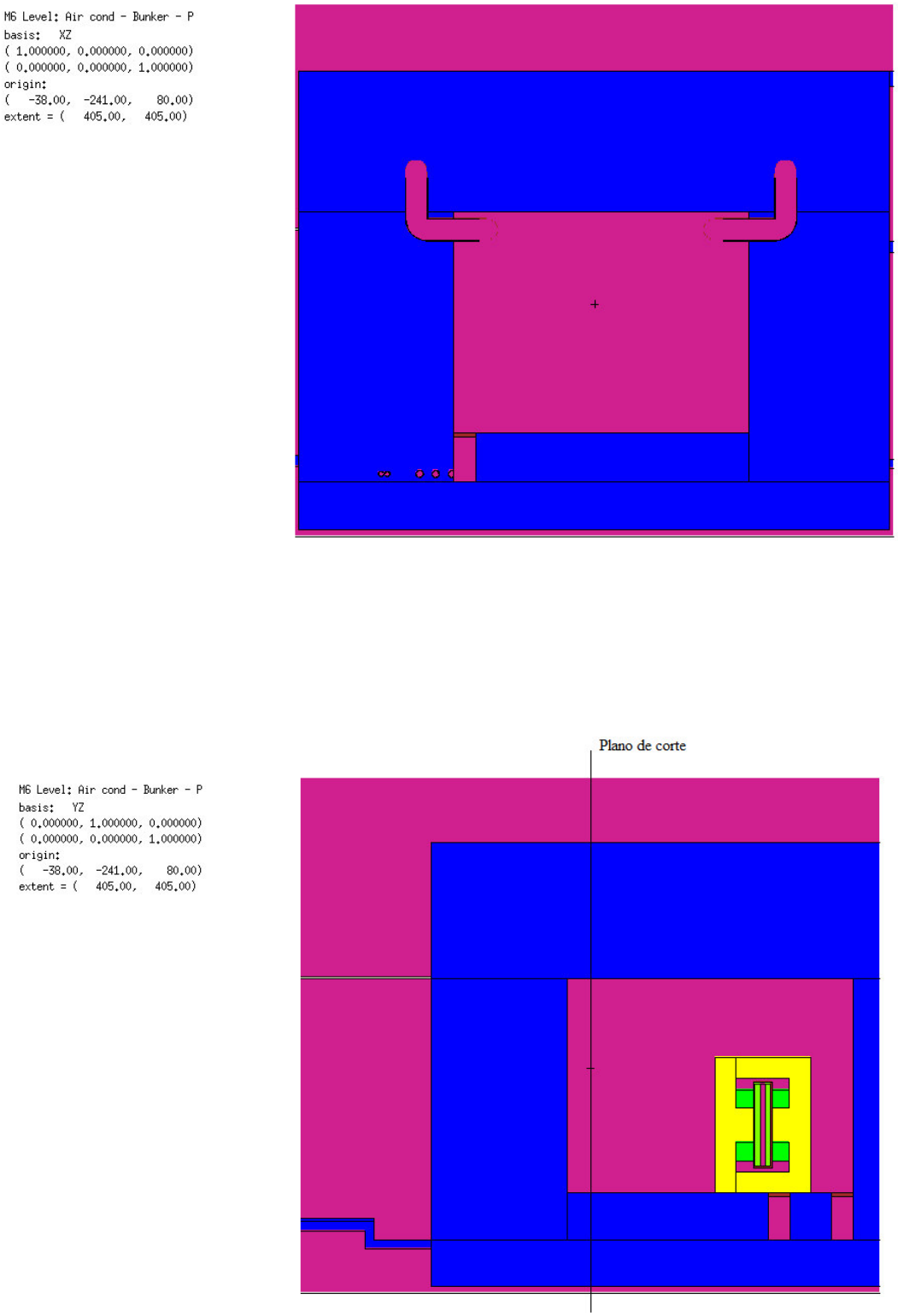


FIGURA 3.22: Plano de corte XZ – M6: Conductos de ventilación y extracción - *búnker*.

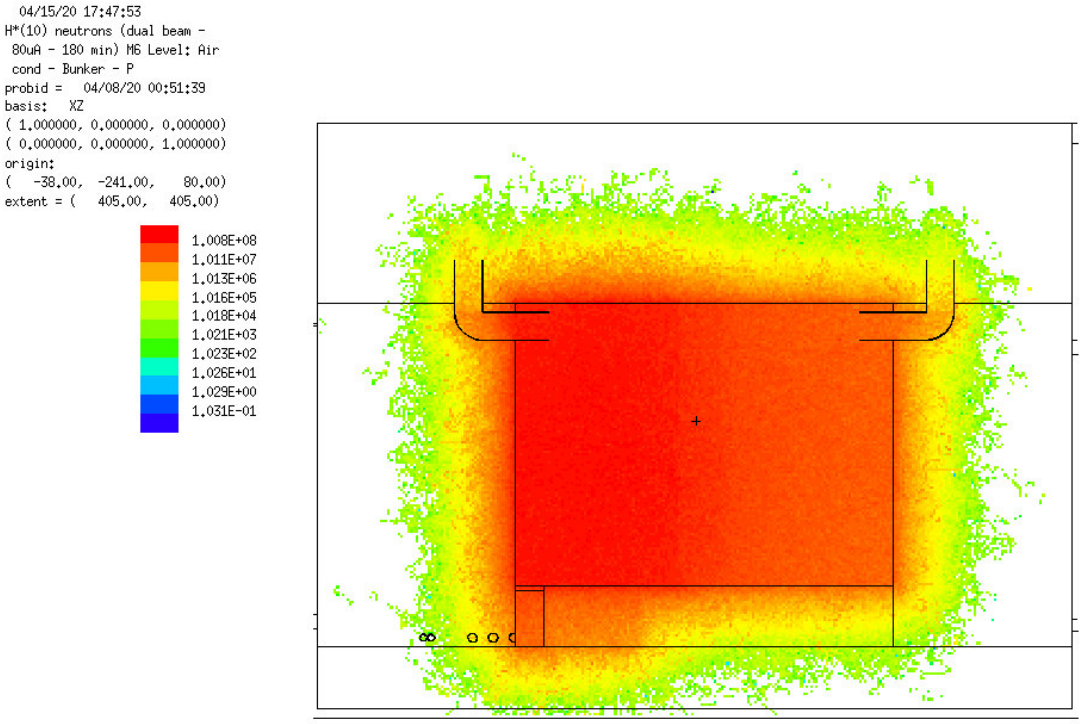
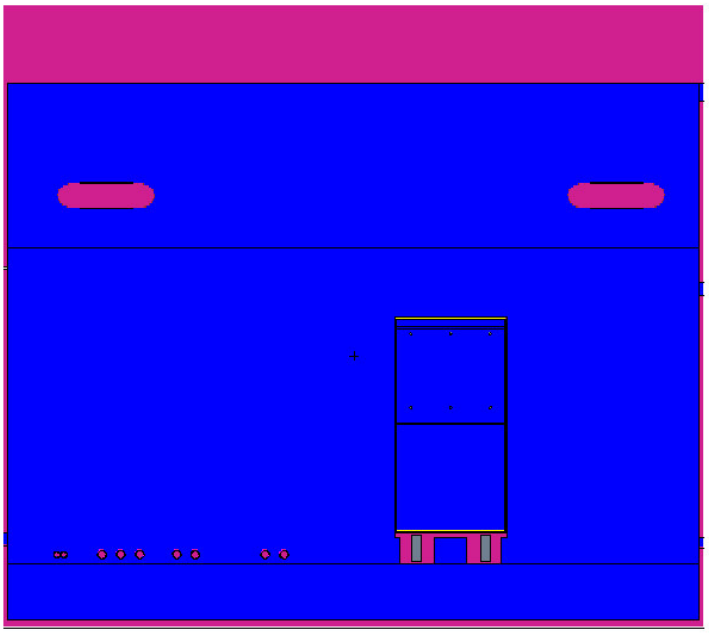


FIGURA 3.23: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XZ – M6: Conductos de ventilación y extracción - *búnker*.

M7 Level: Air cond - Bunker wall
basis: XZ
(1.000000, 0.000000, 0.000000)
(0.000000, 0.000000, 1.000000)
origin:
(-38.00, -399.50, 80.00)
extent = (405.00, 405.00)



M7 Level: Air cond - Bunker wall
basis: YZ
(0.000000, 1.000000, 0.000000)
(0.000000, 0.000000, 1.000000)
origin:
(-38.00, -399.50, 80.00)
extent = (405.00, 405.00)

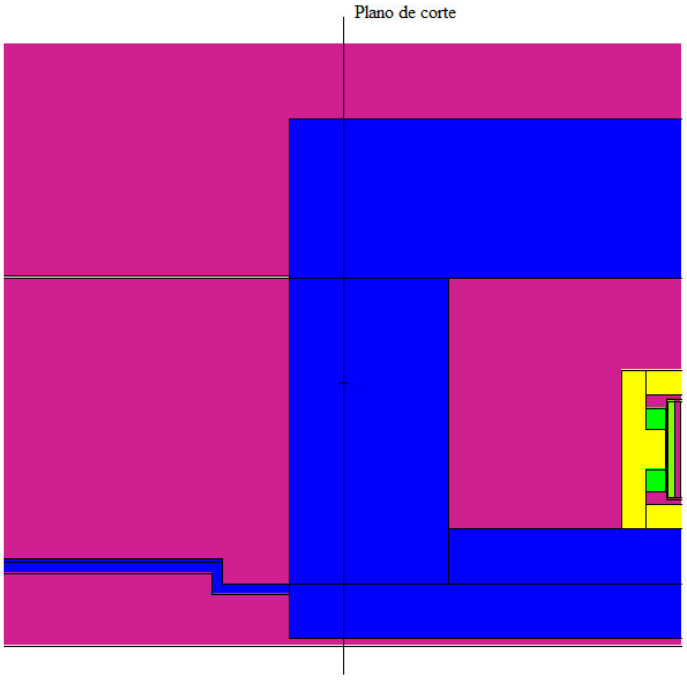


FIGURA 3.24: Plano de corte XZ – M7: Conductos de ventilación y extracción – pared *búnker*.

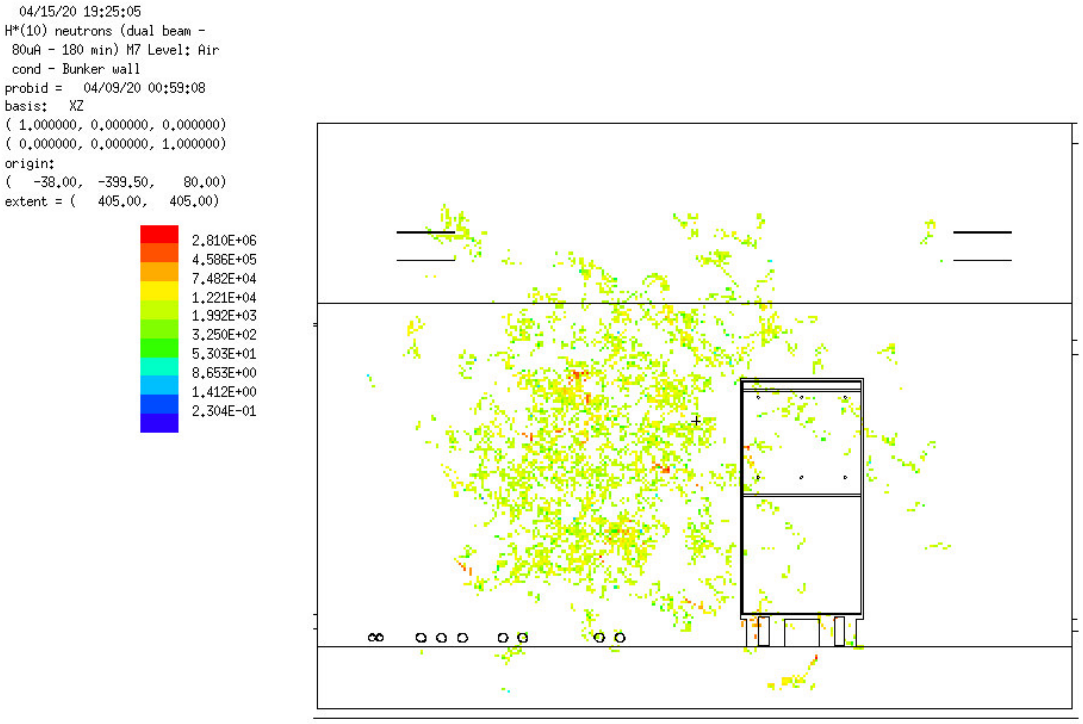
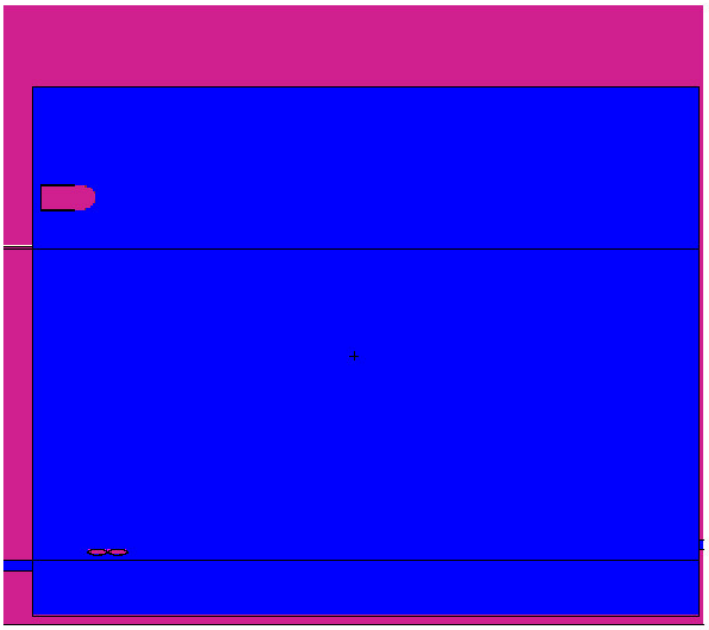


FIGURA 3.25: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano XZ – M7: Conductos de ventilación y extracción – pared *búnker*.

M8 Level: Air cond - Ceiling 1 - L
basis: YZ
(0.000000, 1.000000, 0.000000)
(0.000000, 0.000000, 1.000000)
origin:
(-369.00, -87.00, 80.00)
extent = (410.00, 410.00)



M8 Level: Air cond - Ceiling 1 - L
basis: XY
(1.000000, 0.000000, 0.000000)
(0.000000, 1.000000, 0.000000)
origin:
(-369.00, -87.00, 80.00)
extent = (410.00, 410.00)

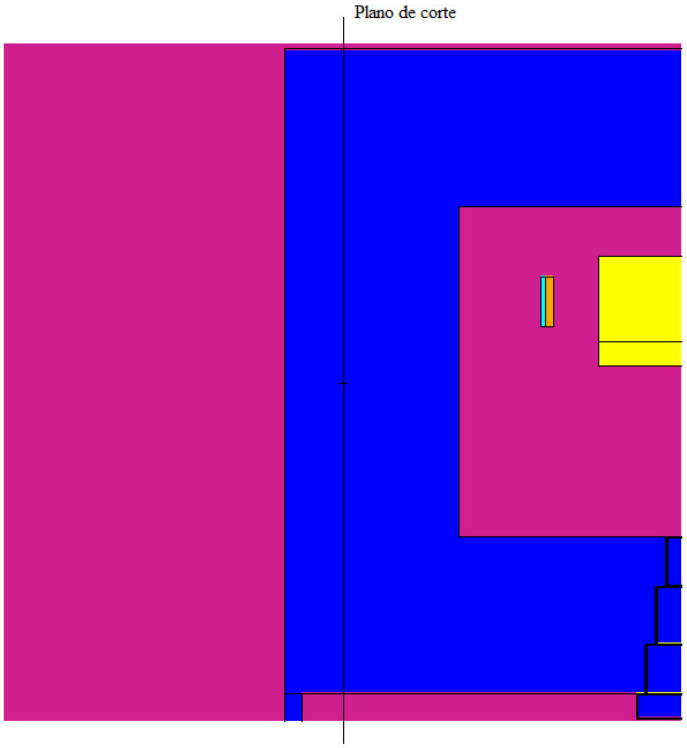


FIGURA 3.26: Plano de corte YZ – M8: Conducto de ventilación – losa de azotea 1.

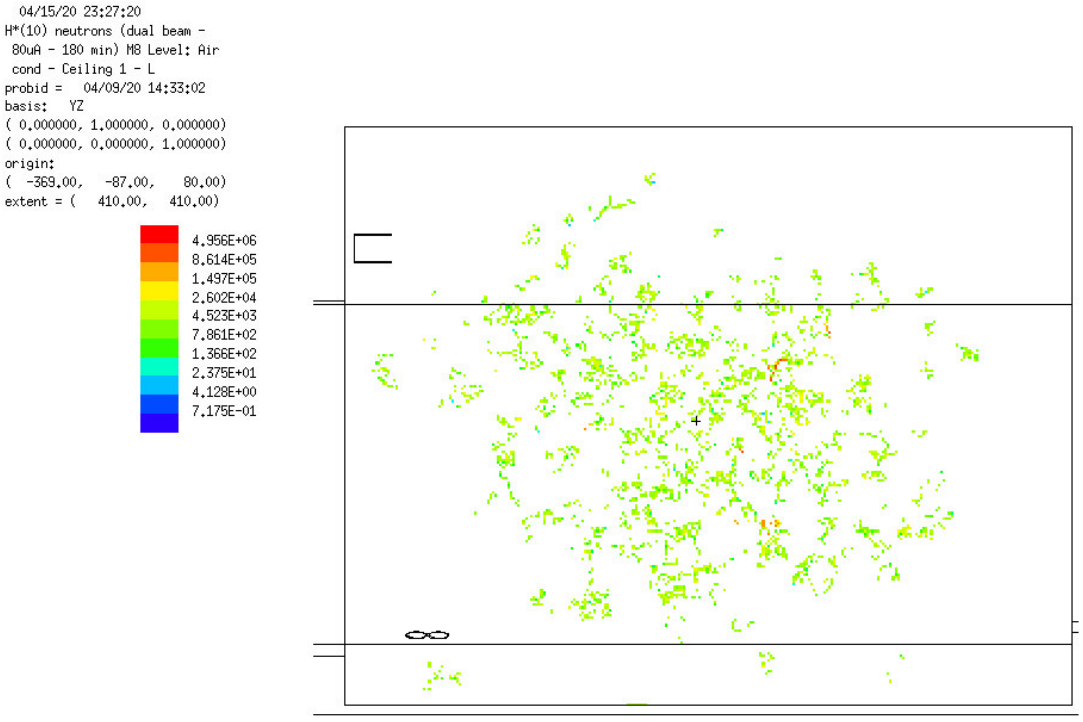
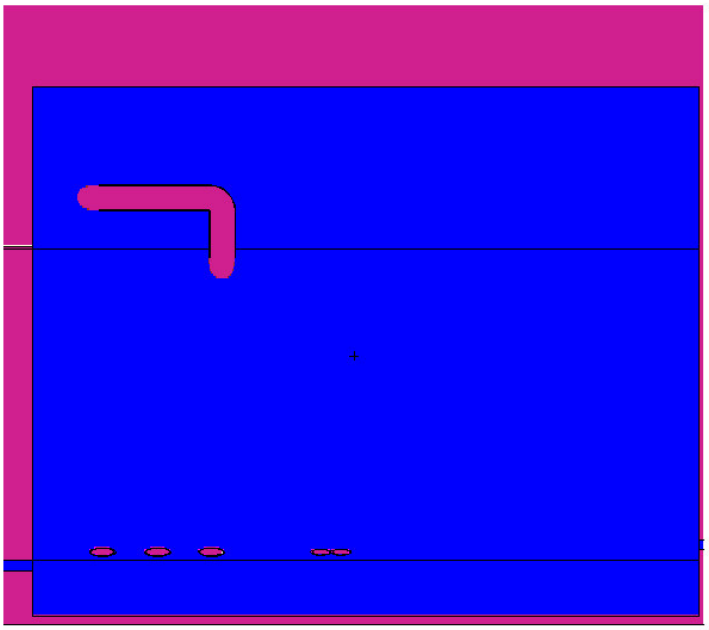


FIGURA 3.27: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M8: Conducto de ventilación – losa de azotea 1.

M9 Level: Air cond - Ceiling 2 - L
basis: YZ
(0.000000, 1.000000, 0.000000)
(0.000000, 0.000000, 1.000000)
origin:
(-279.00, -87.00, 80.00)
extent = (410.00, 410.00)



M9 Level: Air cond - Ceiling 2 - L
basis: XY
(1.000000, 0.000000, 0.000000)
(0.000000, 1.000000, 0.000000)
origin:
(-279.00, -87.00, 80.00)
extent = (410.00, 410.00)

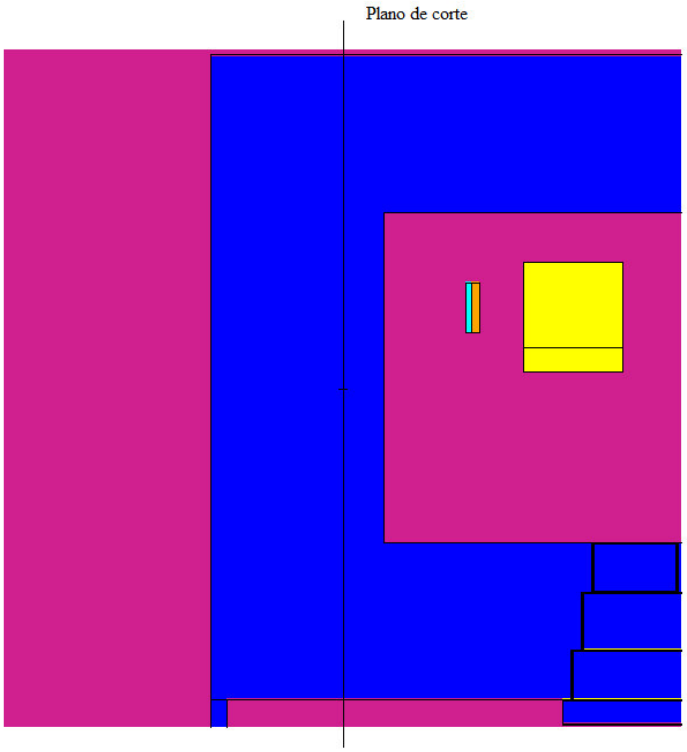


FIGURA 3.28: Plano de corte YZ – M9: Conducto de ventilación – losa de azotea 2.

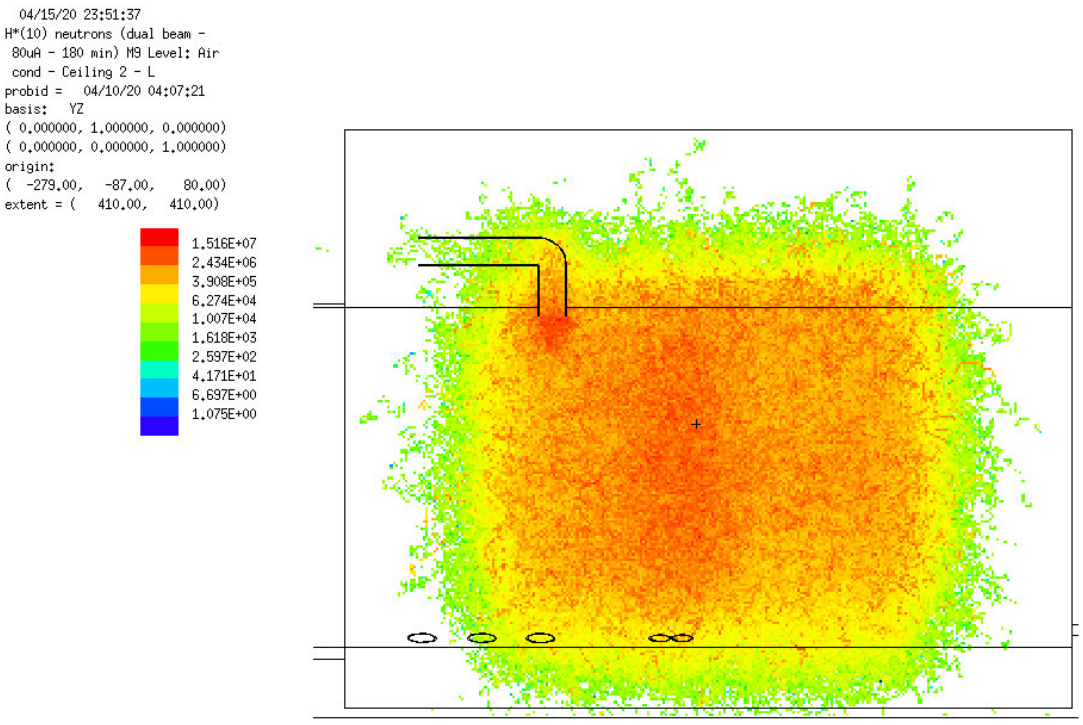
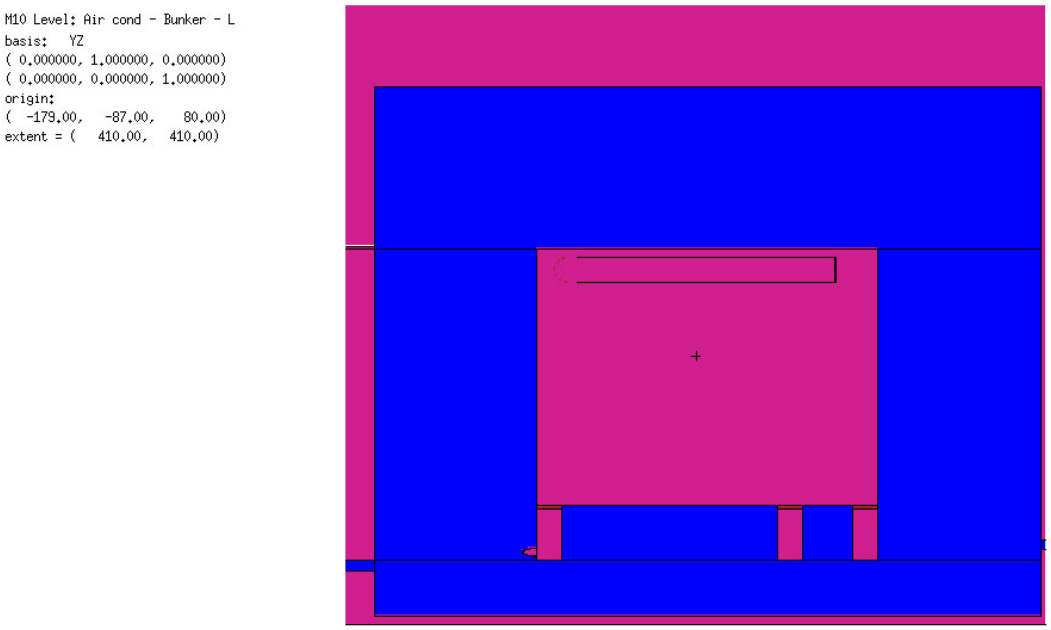


FIGURA 3.29: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M9: Conducto de ventilación – losa de azotea 2.



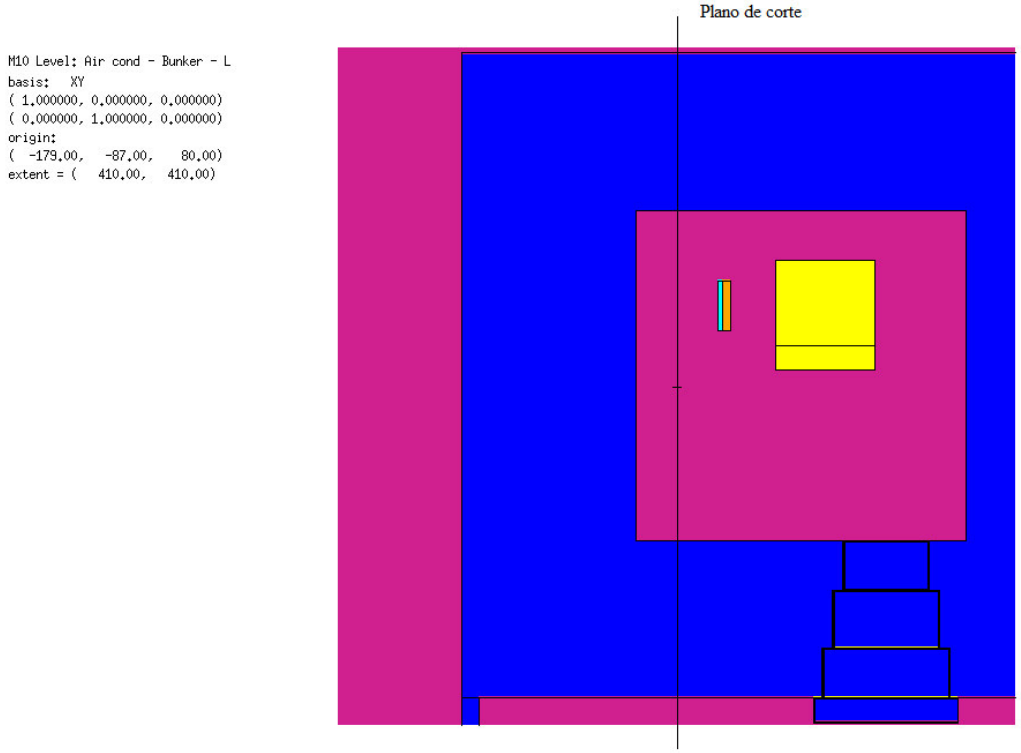


FIGURA 3.30: Plano de corte YZ – M10: Conducto de ventilación – *búnker*.

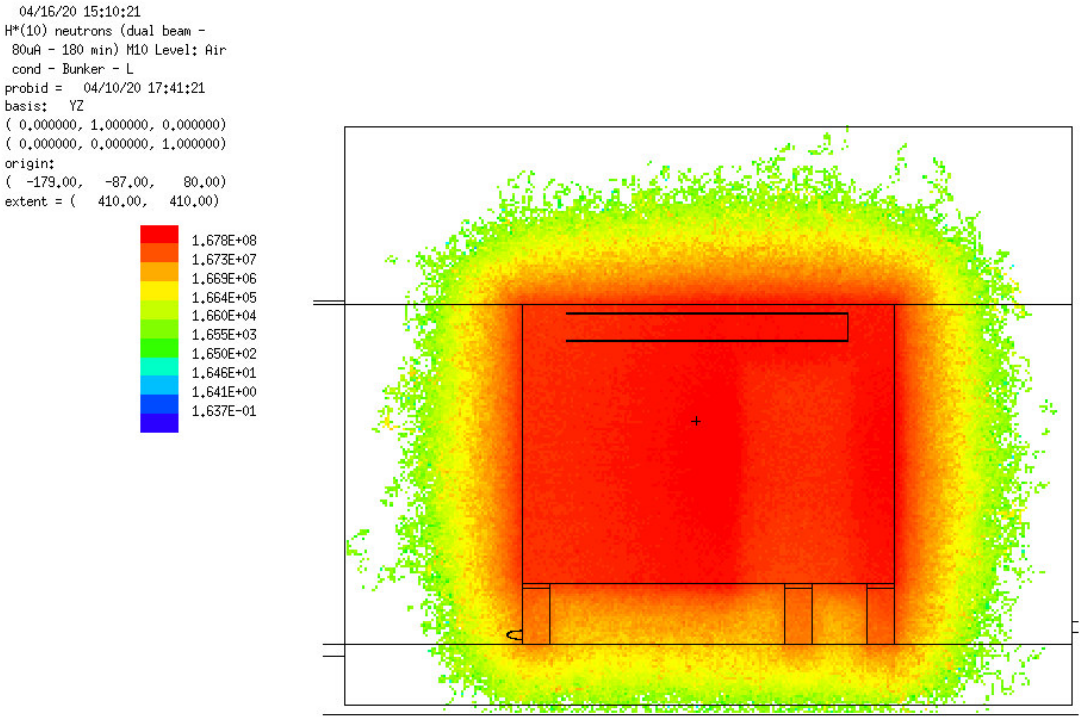


FIGURA 3.31: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M10: Conducto de ventilación – *búnker*.

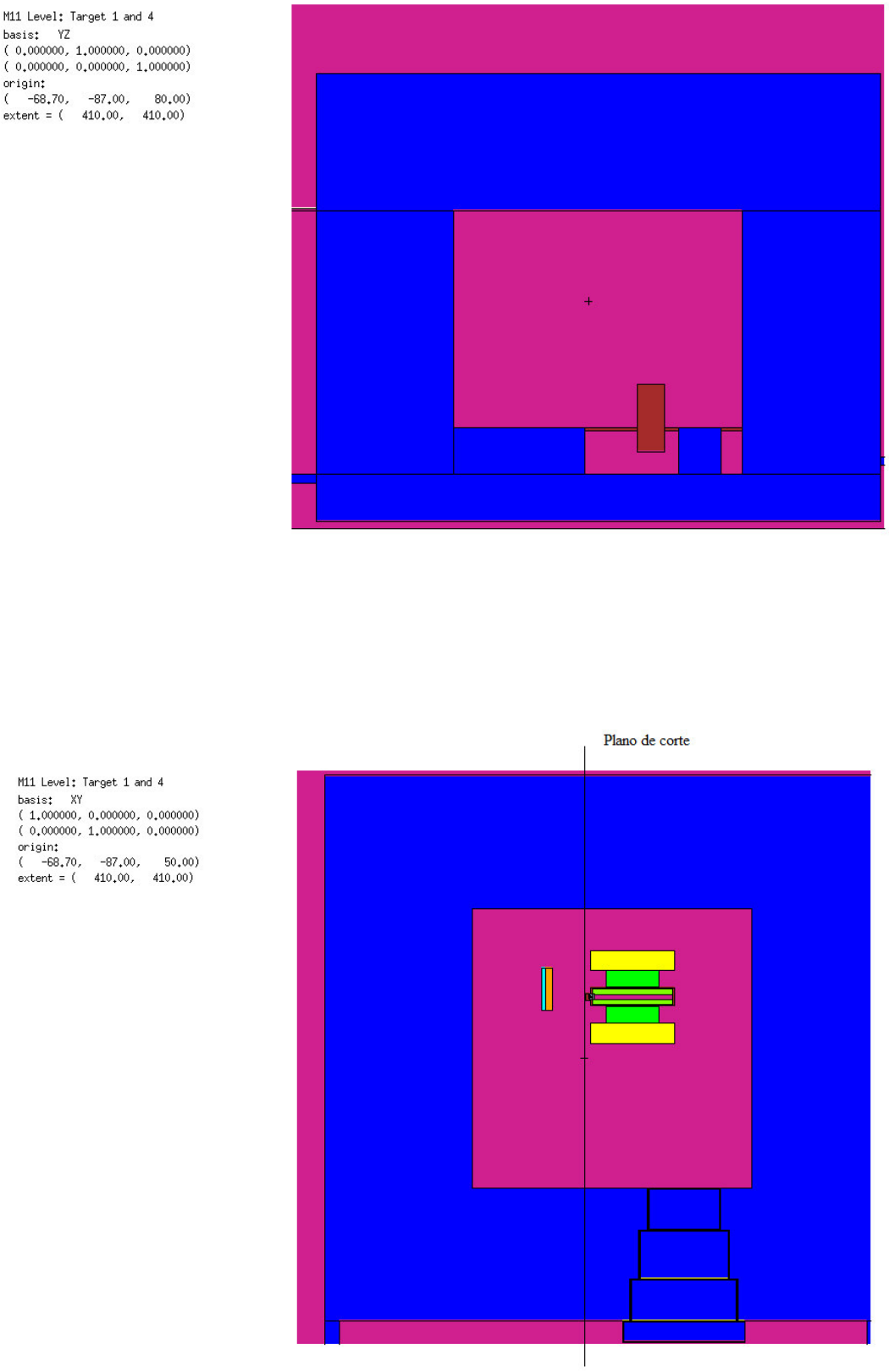


FIGURA 3.32: Plano de corte YZ – M11: Blancos 1 y 4 (T_1 y T_4).

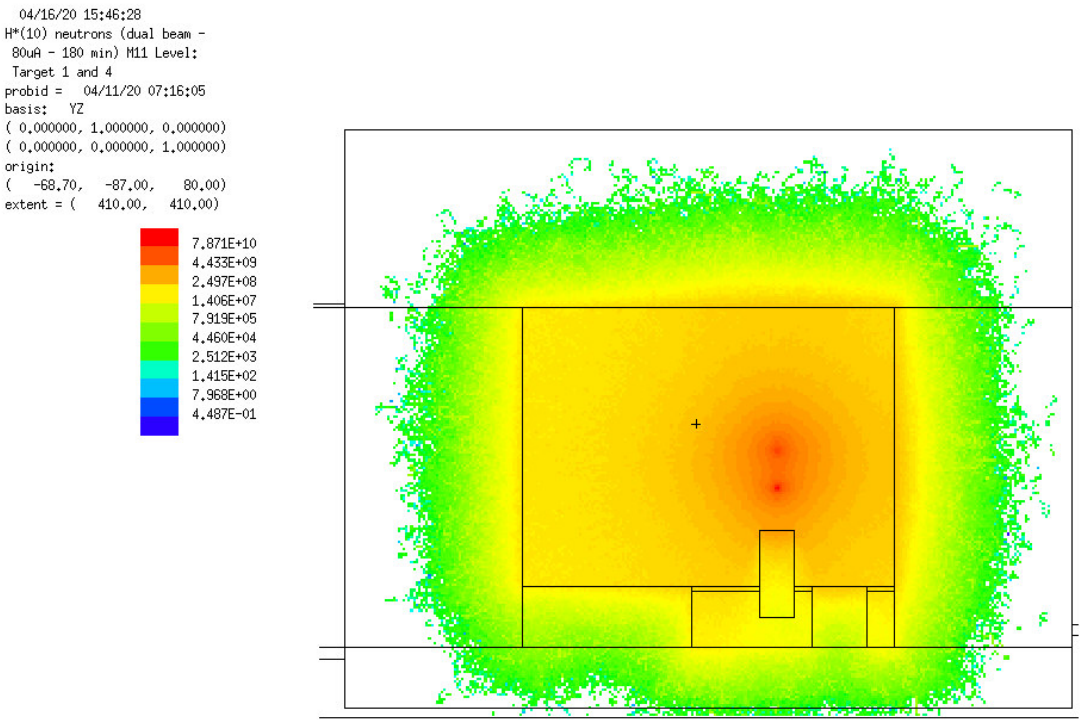
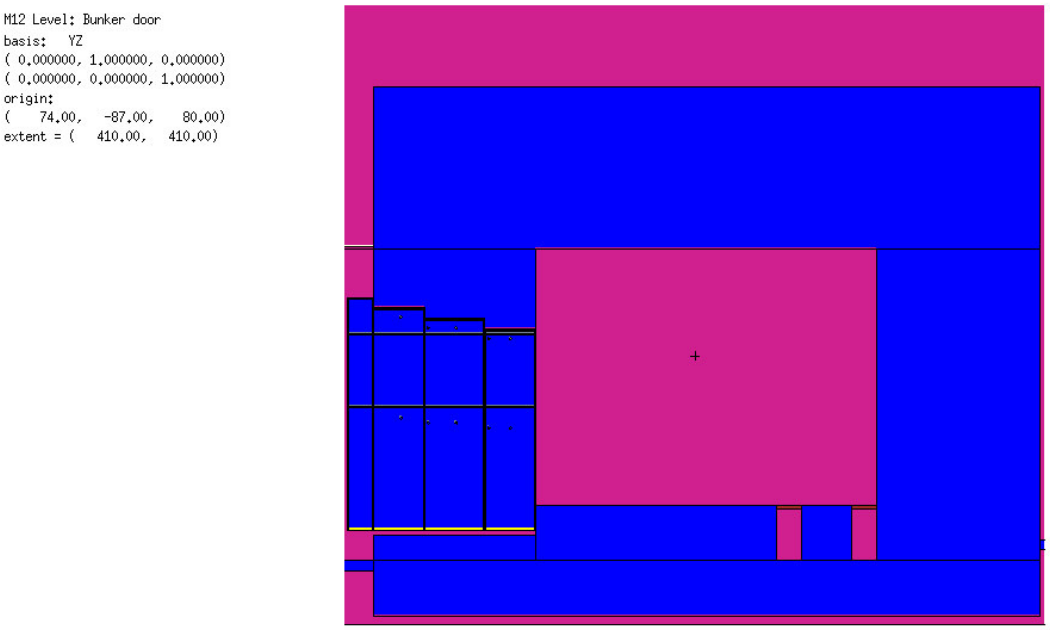


FIGURA 3.33: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M11: Blancos 1 y 4 (T_1 y T_4).



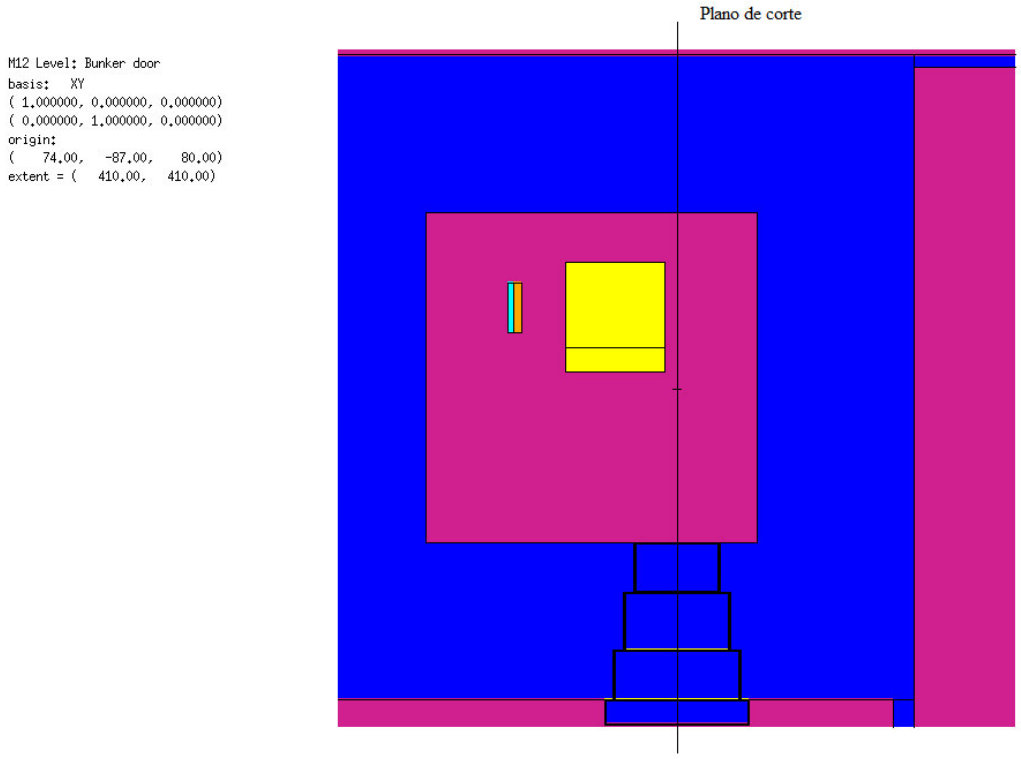


FIGURA 3.34: Plano de corte YZ – M12: Puerta *búnker*.

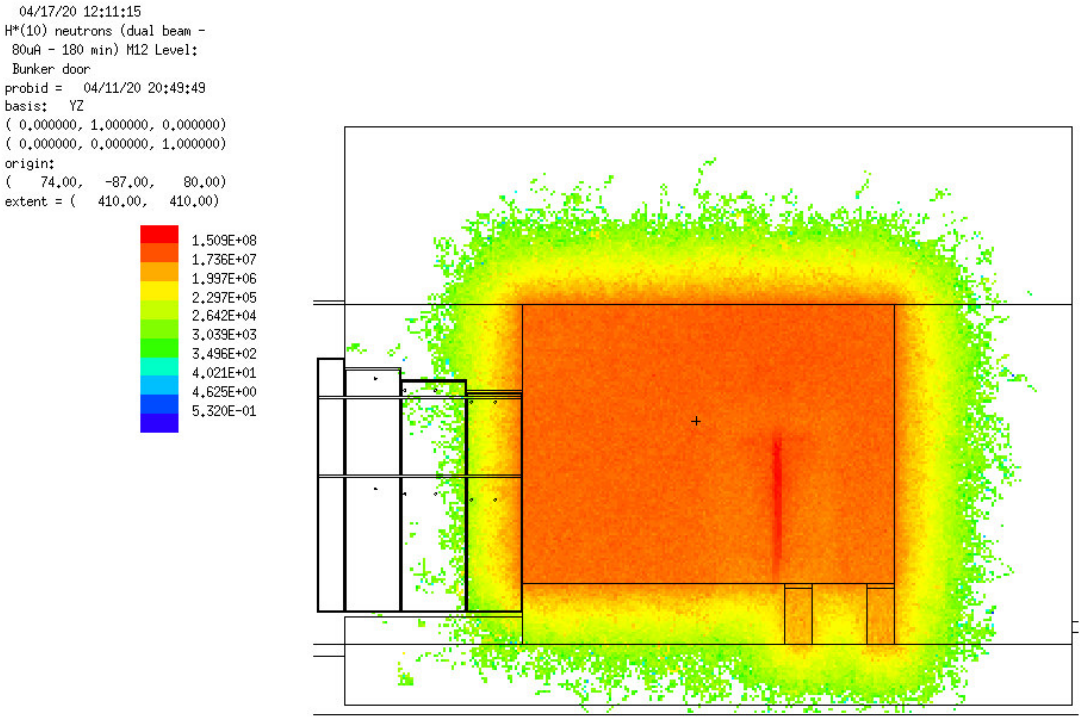


FIGURA 3.35: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M12: Puerta *búnker*.

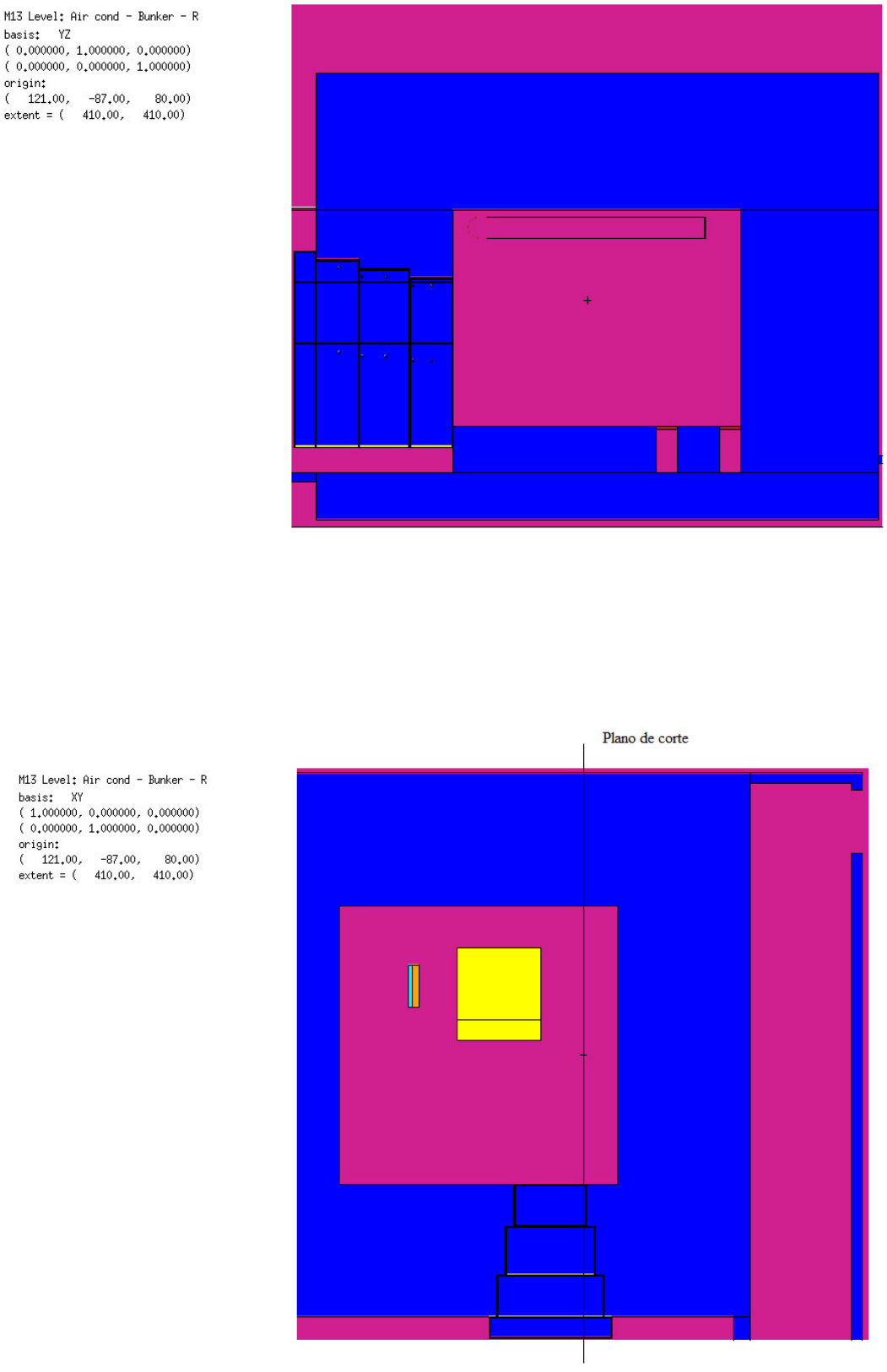


FIGURA 3.36: Plano de corte YZ – M13: Conducto de extracción – *búnker*.

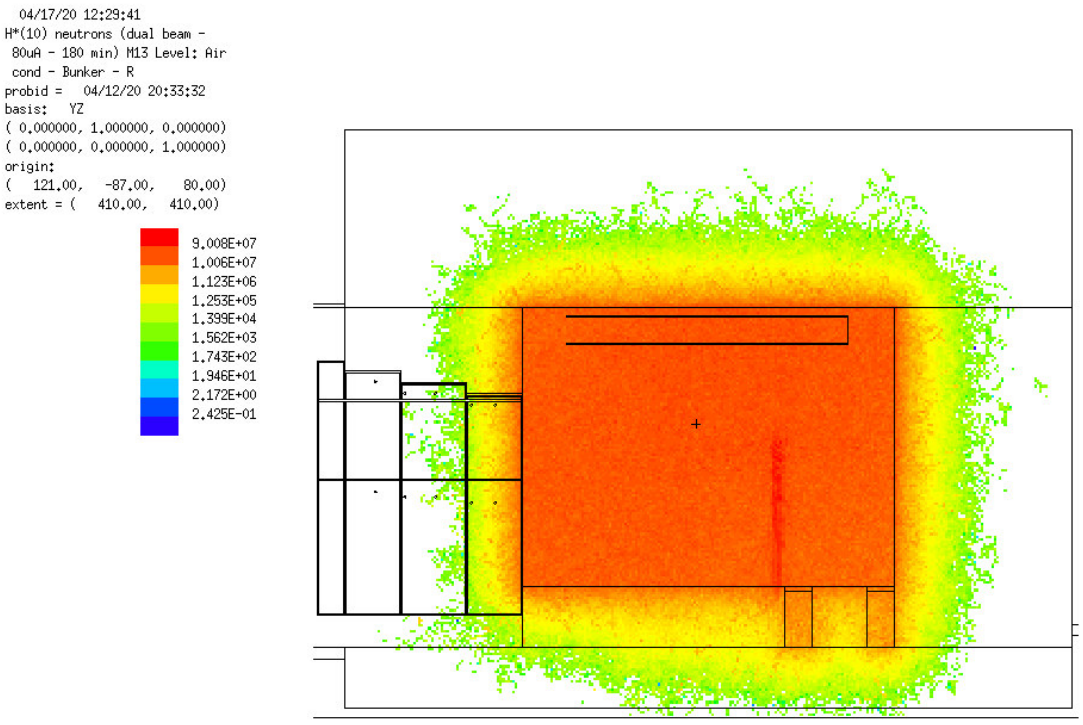
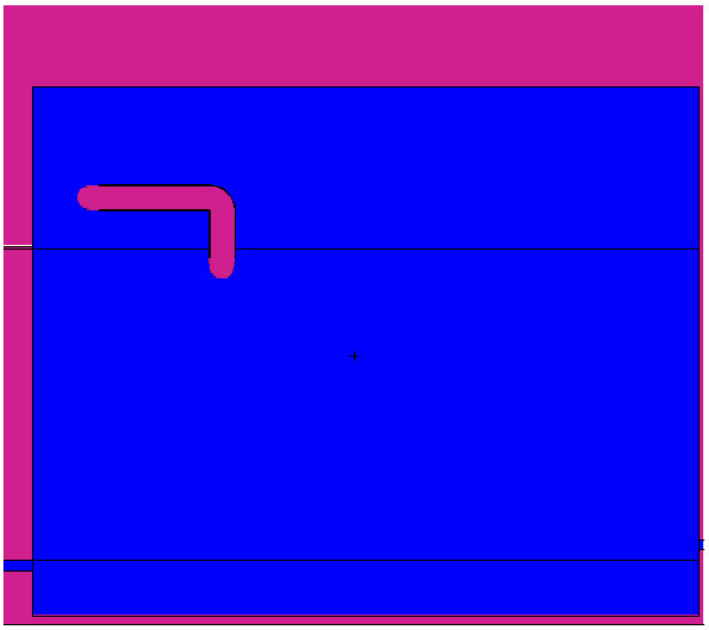


FIGURA 3.37: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M13: Conducto de extracción – *búnker*.

M14 Level: Air cond - Ceiling 1-R
basis: YZ
(0.000000, 1.000000, 0.000000)
(0.000000, 0.000000, 1.000000)
origin:
(221.00, -87.00, 80.00)
extent = (410.00, 410.00)



M14 Level: Air cond - Ceiling 1-R
basis: XY
(1.000000, 0.000000, 0.000000)
(0.000000, 1.000000, 0.000000)
origin:
(221.00, -87.00, 80.00)
extent = (410.00, 410.00)

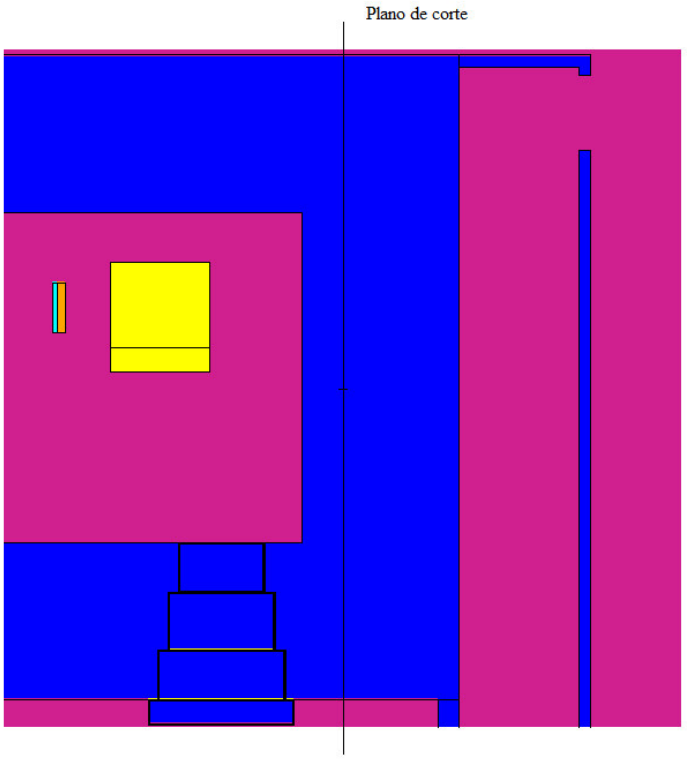


FIGURA 3.38: Plano de corte YZ – M14: Conducto de extracción – losa de azotea 1.

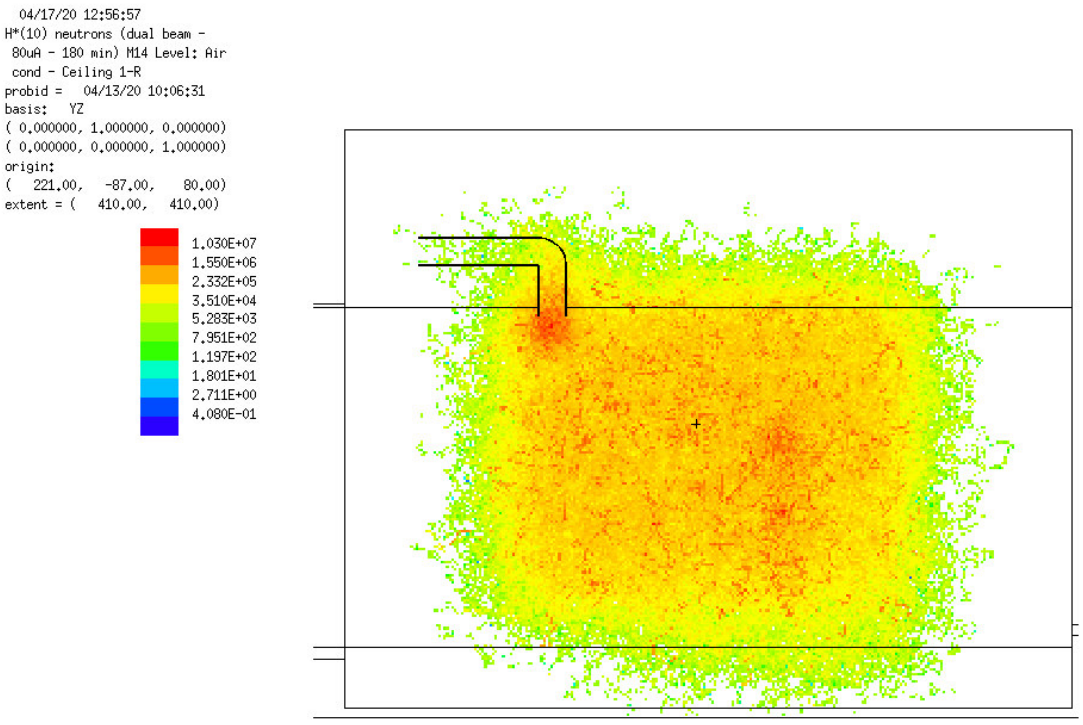


FIGURA 3.39: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M14: Conducto de extracción – losa de azotea 1.

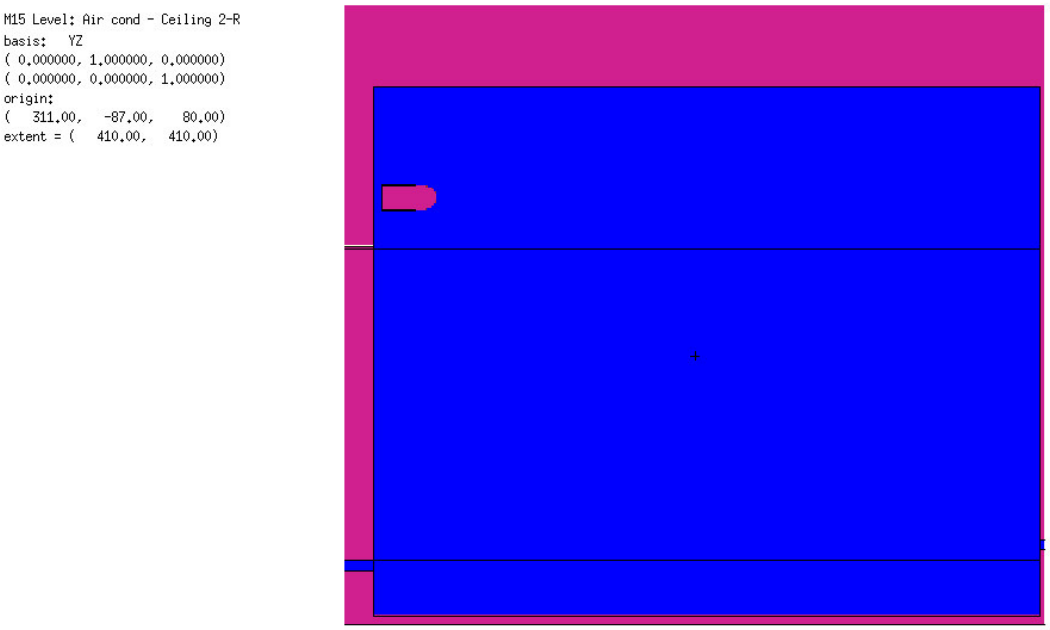




FIGURA 3.40: Plano de corte YZ – M15: Conducto de extracción – losa de azotea 2.

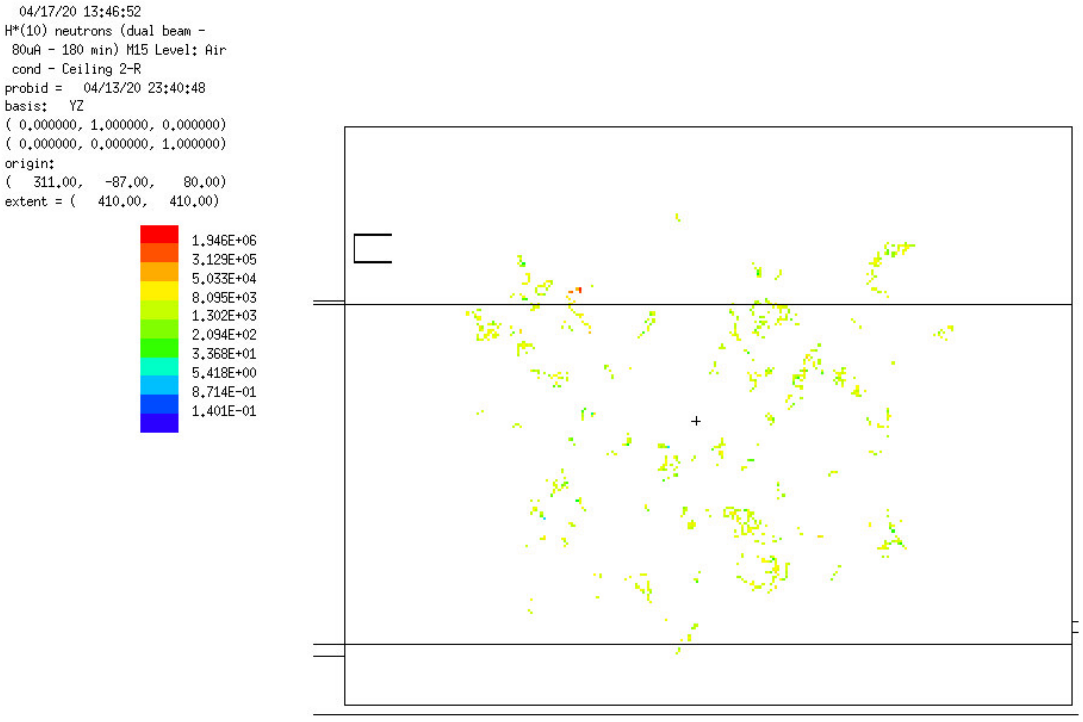


FIGURA 3.41: *Mesh tally* del campo de radiación de neutrones del *PETtrace* 890. Plano YZ – M15: Conducto de extracción – losa de azotea 2.

Capítulo 4

Conclusiones

El código Monte Carlo MCNP, versión 6.2, fue utilizado para realizar el cálculo de blindaje del *búnker* del ciclotrón *PETtrace* 880 de la empresa R2 Soluções em Radiofarmácia Ltda en el Estado de Rio de Janeiro, Brasil.

Un modelo computacional detallado fue desarrollado, blanco autoblindado Nb-27, acelerador ciclotrón *PETtrace* 880 y principales componentes, *búnker*, puerta del *búnker*, penetraciones, conductos de ventilación y extracción, y áreas adyacentes .

El término fuente de radiación de neutrones fue estimado a partir de simulaciones del bombardeo de protones con energía de 16,5 MeV en el blanco de $[^{18}O]H_2O$ durante la producción de ^{18}F.

La validación del modelo computacional fue realizada a partir de la comparación entre los resultados de las medidas obtenidas en el estudio radiométrico alrededor del *búnker* del ciclotrón y las simulaciones con el código MCNP6. Los resultados de las simulaciones, en términos de las tasas de equivalente de dosis ambiental de neutrones, se mostraron, en general, satisfactorias y en un buen orden de magnitud.

El cálculo de blindaje para las condiciones máximas del acelerador, "*upgrade*" del acelerador ciclotrón para el *PETtrace* 890, fue realizado. Los resultados mostraron que los valores de tasa de equivalente de dosis de neutrones fueron muy inferiores a los límites de dosis anuales de 20 mSv a^{-1} para los Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos (TOE) y de 1 mSv a^{-1} para el público, establecidos por la norma CNEN-NE-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica".

Finalmente, se demuestra que el blindaje de la unidad de producción de radiofármacos de ciclotrón en el Estado de Rio de Janeiro permite operar con seguridad el acelerador dentro de los límites establecidos por la legislación vigente, y que el aumento del rendimiento ("*upgrade*") del ciclotrón para el *PETtrace* 890 puede ser realizado.

Referencias

[1] IAEA, *Cyclotron Produced Radionuclides: Principles and Practice*, ser. Technical Reports Series; No. 465. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009. [Online]. Available: https://www.iaea.org/publications/7849/cyclotron-produced-radionuclides-principles-and-practice

[2] L. V. de Sá, "Controle de Qualidade de Imagem em Tomografia por Emisão de Pósitrons," Ph.D. dissertation, Programa de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Rio de janeiro (COPPE/UFRJ), Rio de Janeiro, 2010.

[3] NCRP, *Radiation Protection for Particle Accelerator Facilities*, ser. NCRP Report; No. 144. Bethesda, MD: National Council on Radiation Protection and Measurements, 2003.

[4] C. Birattari, M. Bonardi, A. Ferrari, and M. Silari, "Neutron Activation of Air by a Biomedical Cyclotron and an Assessment of Dose to Neighbourhood Populations," *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 14, no. 4, pp. 311–319, 4 1986. [Online]. Available: https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a079662

[5] IAEA, *Cyclotron Produced Radionuclides: Guidelines for Setting Up a Facility*, ser. Technical Reports Series; No. 471. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009. [Online]. Available: https://www.iaea.org/publications/8046/cyclotron-produced-radionuclides-guidelines-for-setting-up-a-facility

[6] J. A. Santos, A. Guimarães, M. Lacerda, and E. C. Vilela, "Espectrometria de Nêutrons em um Acelerador Cíclotron Utilizando o Sistema de Esferas de Bonner e Detectores Termoluminescentes," *Scientia Plena*, vol. 7, no. 11, december 2011. [Online]. Available: https://www.scientiaplena.org.br/sp/article/view/284

[7] S. Seltzer and et al., "Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation," *Journal of the ICRU*, vol. 11, 04 2011.

[8] ICRP, *Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation*, ser. ICRP publication; No. 74. Oxford: Pergamon, 1997.

[9] A. Wambersie, "Determination of Operational Dose Equivalent Quantities for Neutrons," *Journal of the ICRU*, vol. 1, 10 2001. [Online]. Available: https://doi.org/10.1093/jicru_1.3.3

[10] ISO, *Reference Neutron Radiations - Part 1: Characteristics and Methods of Production*, ser. BS ISO 8529–1. British Standards Institution, 2001.

[11] ISO, *Reference Neutron Radiations: Characteristics and Methods of Production of Simulated Workplace Neutron Fields*, ser. BS ISO 12789. British Standards Institution, 2001.

[12] J. Borges and P. R. Rela, "Requisito de Segurança para Blindagem Radiológica do Cíclotron: Verificação do Dimensionamento da Blindagem do Ciclotron. GE Healthcare. Projeto Cíclotron," Fundação de Desenvolvimento da Pesquisa, Belo Horizonte, Tech. Rep., 2007.

[13] NCRP, *Protection for Particle Accelerator Facilities*, ser. NCRP report ; No. 144. Bethesda, MD: National Council on Radiation Protection and Measurements, 2005.

[14] NCRP, *Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X - and Gamma-Ray Radiotherapy Facilities*, ser. NCRP report; No. 151. Bethesda, MD: National Council on Radiation Protection and Measurements, 2005.

[15] H. M. Dalle, "Simulação da Blindagem do Bunker do Cíclotron Utilizando MCNP," Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Belo Horizonte, Tech. Rep., 2007.

[16] CNEN, *Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica*, ser. NN 3.01; rev. 2014. Brasilia: Comissão Nacional de Energia Nuclear, 2005.

[17] L. C. R. P. Da Silva, "Metodologia para Minimização de Doses Ocupacionais em Instalações Radiativas com Aceleradores Cíclotrons," Ph.D. dissertation, Programa de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Rio de janeiro (COPPE/UFRJ), Rio de Janeiro, 2010.

[18] J. A. Benavente-Castillo, "Mapeamento do Fluxo e Estimativa do Termo Fonte de Radiação de Campos de Nêutrons Gerados pelo Cíclotron GE PETtrace-8," Ph.D. dissertation,

Programa de post-grado en Ciências e Técnicas Nucleares da Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG/CCTN), Belo Horizonte, 2010.

[19] ASTM, *Standard Test Method for Determining Thermal Neutron Reaction Rates and Thermal Neutron Fluence Rates by Radioactivation Techniques*, ser. E262–13. American Society for Testing and Materials, 2013.

[20] ASTM, *Standard Practice for Determining Neutron Fluence, Fluence Rate, and Spectra by Radioactivation Techniques*, ser. E261–16. American Society for Testing and Materials, 2016.

[21] GE, "PET Tracer Production System - Technical Specification," General Electric Company, Tech. Rep., 2004.

[22] IAEA, *Cyclotron Produced Radionuclides: Physical Characteristics and Production Methods*, ser. Technical Reports Series; No. 468. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009. [Online]. Available: https://www.iaea.org/publications/7892/cyclotron-produced-radionuclides-physical-characteristics-and-production-methods

[23] GE, "PETtrace Tracer Production System - Service Manual Accelerator," General Electric Company, Tech. Rep., 2004.

[24] GE, "PETtrace Radiotracer Production System - Service Training," General Electric Company, Tech. Rep., 2005.

[25] IAEA, *Neutrons, Nuclei and Matter. An Exploration of the Physics of Slow Neutrons*, ser. Technical Reports Series; No. 468. United Kingdom: Institute of Physics, 1994.

[26] IAEA, *Neutron Monitoring for Radiological Protection*, ser. Technical Reports Series; No. 252. Vienna: International Atomic Energy Agency, 1985. [Online]. Available: https://www.iaea.org/publications/1354/neutron-monitoring-for-radiological-protection

[27] G. F. Knoll, *Radiation Detection and Measurement*. Ann Born: John Wiley and Sons, Inc, 2010.

[28] IAEA, *Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes*, ser. Technical Reports Series; No. 403. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2001. [Online]. Available: https://www.iaea.org/publications/6123/compendium-of-neutron-spectra-and-detector-responses-for-radiation-protection-purposes

[29] N. Tsoulfanidis and S. Landsberger, *Measurement and Detection of Radiation*, 4th ed. Boca Raton: Group, Taylor and Francis, 2015.

[30] M. H. Kalos and P. A. Whitlock, *Monte Carlo Methods*, 2nd ed. John Wiley and Sons, Ltd, 2008.

[31] T. C. F. Fonseca, "Improvement of in Vivo Measurements by Development and Application of a 3D Human Body Library Based on Polygonal Mesh Surfaces for WBC set-up calibration," Ph.D. dissertation, Programa de postgrado en Biomedical Sciences da Katholieke Universiteit Leuven (KUL), Leuven, 2014.

[32] C. J. Werner, *MCNP Users Manual - Code Version 6.2*, ser. Report LA-UR-17-29981. Los Alamos National Laboratory, 2017.

[33] C. J. Werner and et al., *MCNP6.2 Release Notes*, ser. Report LA-UR-18-20808. Los Alamos National Laboratory, 2018.

[34] D. B. Pelowitz, *MCNPX User's Manual. Version 2.7.0*, ser. LA-CP-11-00438. Los Alamos National Laboratory, 2011.

[35] J. K. Shultis and R. E. Faw, *An MCNP Primer*, ser. 2004–2011. Manhattan: Kansas State University, 2004.

[36] PNNL, *Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling*, ser. 200-DMAMC-128170 / PNNL-15870, Rev. 2. Richland, WA: Richland, WA: Pacific Northwest National Laboratory, 2021.

[37] J. Ángel Cruzate, "Estimate of the Radiation Source Serm for ^{18}F production via thick $H_2^{18}O$ Targets Bombarded with 18 MeV Protons," *Radiation Physics and Chemistry*, vol. 117, pp. 54–58, 2015. [Online]. Available: https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0969806X15300256

[38] R2, "Relatório dos Resultados dos Testes de Comissionamento e Análise dos itens de Segurança Radiológica Matrícula CNEN: 14858," General Electric Company, Tech. Rep., 2019.

[39] R2, "Relatório Técnico: Resposta ao Oficio nº 7787/2019 – CGMI/CNEN," General Electric Company, Tech. Rep., 2020.