

TESIS DOCTORAL

2018

Caracterización neutrónica de una instalación de almacenamiento de combustible nuclear gastado y de un nuevo material de blindaje neutrónico

Xandra Campo Blanco

Programa de Doctorado en Tecnologías Industriales

Directores:

Dr. Javier Sanz Gozalo
Dr. Miguel Embid Segura

Caracterización neutrónica de una instalación de almacenamiento de combustible nuclear gastado y de un nuevo material de blindaje neutrónico

Dirigida por:

Dr. Javier Sanz Gozalo

Departamento de Ingeniería Energética
Universidad Nacional de Educación a Distancia (UNED)
Calle de Juan del Rosal 12, 28040 Madrid

Dr. Miguel Embid Segura

Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes (LMRI)
Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT)
Avenida Complutense 40, 28040 Madrid

Financiada por:

Centrales Nucleares Almaraz-Trillo (CNAT)

Avenida Manoteras 46, 28050 Madrid

Equipos Nucleares S. A. (ENSA)

Avenida Juan Carlos I 8, 39600 Maliaño

A mis padres y a mis hermanos de cuatro patas.

*Nada es imposible si uno se lo imagina,
y eso es lo que hace un verdadero científico.*

Profesor Farnsworth
Futurama

*Oh, oh, oh, me parece que ha quedado un pequeño residuo nuclear...
No importa, lo pondré donde nadie pueda encontrarlo ni en un millón de años.*

Sonrisas Joe Fisión
Los Simpsons

Agradecimientos

Quiero agradecer al CIEMAT por permitirme iniciar una carrera en el mundo de la investigación científica, a la UNED por permitirme la realización de esta tesis doctoral, y a las empresas CNAT y ENSA por el interés y financiación para la realización de los proyectos de investigación que conforman esta tesis doctoral.

También quiero agradecer a mi jefe, Roberto Méndez, y a mis directores, Miguel Embid y Javier Sanz, por su imprescindible colaboración, apoyo, confianza y guía durante la realización de este trabajo de investigación. También a Manuel Novo, Ramón Morales y David Garrido, pertenecientes a las empresas colaboradoras, por su apoyo y por los buenos ratos durante la realización de los trabajos.

Por último, quiero agradecer a mi familia, mis compañeros de CIEMAT, mis amigos y mi pareja por compartir el día a día durante estos últimos años y por tratar de convertir los malos momentos en buenos.

Índice general

Resumen	I
Organización y estructura	III
Artículos publicados	VI
I Introducción, fundamentos, materiales y metodología	1
1. Introducción	3
1.1. Almacenamiento de combustible nuclear gastado	3
1.1.1. Problemática actual en España	3
1.1.2. Origen histórico de la problemática actual	5
1.1.3. Situación en la central nuclear de Trillo	7
1.2. Dificultades asociadas a la medida de la radiación neutrónica	9
1.2.1. Determinación de las magnitudes operacionales para radiación neutrónica	10
1.2.2. Caracterización de campos neutrónicos	11
1.2.3. Caracterización de materiales de blindaje neutrónicos	12
1.3. Establecimiento de un sistema de metrología neutrónica en España	13
1.4. Objetivos	14
1.5. Ámbitos de aplicación	15
2. Fundamentos	17
2.1. Campos neutrónicos de trabajo	17
2.2. Magnitudes operacionales de protección radiológica para neutrones	18
2.2.1. Caracterización de campos neutrónicos de trabajo	22
2.2.2. Determinación de la corrección de campo	23
2.3. Caracterización de materiales de blindaje	24
2.3.1. Modelo semi-empírico de atenuación de $\dot{H}^*(10)$	25
2.3.2. Coeficiente de atenuación y espesores de reducción	27
2.4. Incertidumbres requeridas y alcanzables	27
2.5. Almacenamiento de combustible gastado en CNT	28
2.5.1. Almacén Temporal Individual	28
2.5.2. Contenedor DPT	28
2.5.3. Combustible gastado	28
2.5.4. Materiales de blindaje neutrónico	29

3. Materiales y metodología	31
3.1. Metodología general	32
3.1.1. Caracterización del campo neutrónico alrededor del contenedor DPT	32
3.1.2. Caracterización del campo neutrónico en el ATI de la CNT	35
3.1.3. Evaluación de materiales de blindaje neutrónico	36
3.2. Laboratorio de Patrones Neutrónicos	38
3.2.1. Sala de irradiación	39
3.2.2. Fuentes de irradiación	41
3.3. Equipos de medida	42
3.3.1. Sistema de espectrometría de esferas Bonner	42
3.3.2. Monitores de radiación	47
3.4. Códigos de simulación	53
3.4.1. Códigos Monte Carlo	53
3.4.2. MCNP vs MAVRIC	55
3.5. Metodología de medida	56
3.5.1. Contenedores DPT27 y DPT28 en la zona de almacén del ATI	57
3.5.2. Contenedor DPT28 en la zona de descarga del ATI	62
3.5.3. Contenedor DPT28 en contención	62
3.5.4. Interior del ATI	63
3.5.5. Exterior del ATI	66
3.5.6. Irradiación de materiales con fuente neutrónica	66
3.5.7. Irradiación de materiales con fuente gamma	69
3.6. Metodología de cálculos de transporte Monte Carlo	69
3.6.1. Modelo del Almacén Temporal Individual	69
3.6.2. Modelo del contenedor DPT	72
3.6.3. Modelo del combustible gastado	74
3.6.4. Detectores y otros parámetros para MAVRIC	75
3.6.5. Modelo para irradiaciones de los materiales de blindaje neutrónico	76
II Resultados y conclusiones	81
4. Campo neutrónico alrededor del contenedor DPT	83
5. Campo neutrónico en el ATI	85
6. Simulaciones del contenedor DPT y del ATI	87
7. Evaluación de materiales de blindaje neutrónico	89
7.1. Análisis de los espectros neutrónicos	90
7.1.1. Registros del BSS	90
7.1.2. Espectros neutrónicos calculados y medidos	90
7.1.3. Magnitudes integrales	92
7.2. Validación de las medidas del monitor neutrónico	94
7.3. Análisis de las propiedades de blindaje	94
7.3.1. Frente a radiación neutrónica	96
7.3.2. Frente a radiación gamma	102
7.3.3. Efecto de la adición de $\text{Al}(\text{OH})_3$ al Borotron UH050	106

7.4. Comparación entre cálculos y medidas	109
7.4.1. Espectros neutrónicos	109
7.4.2. Tasa de equivalente de dosis ambiental	109
7.4.3. Parámetros de ajuste y espesores de reducción	109
8. Conclusiones	113
III Apéndices	119
A. Lista de símbolos, abreviaturas y siglas	121
B. Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes	125
C. Efecto del perfil de quemado de los elementos combustibles	127
D. Composición y emisión isotópica de combustible gastado	129
E. Factor de estabilidad para el monitor LB6411	131
F. Magnitudes integrales derivadas de las medidas de espectrometría	135
Bibliografía	136

Índice de figuras

1.1. Ciclos del combustible nuclear para reactores de agua ligera.	6
2.1. Coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis ambiental estándar de ICRP 74 (gráfico tal como se muestra en [1]).	19
2.2. Funciones respuesta de monitores neutrónicos normalizadas con los coeficientes de conversión (gráfico tal como se muestra en [2]).	20
2.3. Campos neutrónicos de referencia y de trabajo.	21
2.4. Coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis ambiental promedio para campos neutrónicos de trabajo (gráfico tal como se muestra en [3]).	21
2.5. Materiales de blindaje neutrónico evaluados.	30
3.1. Metodología general para la caracterización de campos neutrónicos alrededor del contenedor DPT y en el ATI de la CNT.	34
3.2. Metodología general para la determinación de las propiedades de blindaje de los materiales.	38
3.3. Laboratorio de Patrones Neutrónicos.	40
3.4. Espectros normalizados de emisión neutrónica y gamma de fuentes neutrónicas y combustible gastado.	42
3.5. Sistema de espectrometría de esferas Bonner del CIEMAT.	43
3.6. Monitores de radiación.	48
3.7. Disposición de los contenedores individuales durante las medidas.	60
3.8. Esquema de las localizaciones de medida alrededor de contenedores individuales.	61
3.9. Esquema de la disposición de los contenedores individuales durante las medidas.	61
3.10. Disposición de los equipos en durante las medidas del ATI.	64
3.11. Esquema de las localizaciones de medida en el interior y el exterior del ATI.	65
3.12. Esquemas de las disposiciones experimentales para la medida de los materiales de blindaje.	67
3.13. Disposiciones experimentales para la medida de los materiales de blindaje.	68
3.14. Modelos Monte Carlo del ATI de la CNT.	71
3.15. Modelo Monte Carlo del contenedor DPT.	73
3.16. Modelo Monte Carlo para irradiaciones con fuente de ^{252}Cf	78
3.17. Modelo Monte Carlo para irradiaciones con fuente de ^{137}Cs	79
7.1. Tasa de cuentas en función del diámetro de la esfera Bonner medida para los materiales de blindaje neutrónico y sin material de blindaje.	90

7.2. Espectros neutrónicos medidos y calculados para los materiales de blindaje neutrónico y sin material de blindaje.	91
7.3. Cantidades integrales medidas con el BSS para los materiales de blindaje neutrónico (BO, BA, NS) y sin material de blindaje (SM).	93
7.4. Comparación entre las medidas de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica con BSS y LB6411 para los materiales de blindaje neutrónico.	95
7.5. Curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica medidas y calculadas (agrupadas según el conjunto de datos).	97
7.6. Curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica medidas y calculadas (agrupadas según el material).	98
7.7. Curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica medidas y calculadas y modelos obtenidos mediante ajuste por mínimos cuadrados (agrupadas según el conjunto de datos).	99
7.8. Curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ gamma medidas y calculadas y modelos obtenidos mediante ajuste por mínimos cuadrados (agrupadas según el conjunto de datos).	103
7.9. Curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ gamma medidas y calculadas y modelos obtenidos mediante ajuste por mínimos cuadrados (agrupadas según el material de blindaje).	104
7.10. Composición y secciones eficaces de los materiales de blindaje.	107
7.11. Características relevantes de los materiales para las propiedades de blindaje: coeficiente de atenuación lineal, μ (cm^{-1}), densidad del material, ρ (g/cm^3), y densidades másicas isotópicas, $\rho^{(i)}$ (g/cm^3).	108
7.12. Comparación entre espectros neutrónicos calculados y medidos.	110
7.13. Ratios cálculo/medida de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica.	111
7.14. Ratios cálculo/medida de los parámetros de ajuste y espesores de reducción.	112
E.1. Distribución temporal de las medidas de los materiales de blindaje neutrónico.	132

Índice de tablas

2.1. Densidad y composición de los materiales evaluados.	30
3.1. Localizaciones de medida alrededor de contenedores individuales.	58
3.2. Localizaciones de medida en el interior y el exterior del ATI.	59
3.3. Medidas realizadas para los materiales de blindaje neutrónico.	59
3.4. Localizaciones de cálculo para las simulaciones de los contenedores y del ATI.	76
7.1. Comparación entre las medidas de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica con BSS y LB6411 para los materiales de blindaje neutrónico y factor de campo correspondiente.	95
7.2. Parámetros de referencia para el modelo determinados experimentalmente.	100
7.3. Parámetros de ajuste y espesores de reducción para $\dot{H}^*(10)$ neutrónica.	101
7.4. Ratios entre materiales de los coeficientes de atenuación lineal para $\dot{H}^*(10)$ neutrónica.	101
7.5. Parámetros de ajuste y espesores de reducción para $\dot{H}^*(10)$ gamma.	105
7.6. Ratios entre materiales de los coeficientes de atenuación lineal para $\dot{H}^*(10)$ gamma.	105

Resumen

El objetivo último de esta Tesis es contribuir a mejorar la problemática del almacenamiento de combustible nuclear gastado en las centrales nucleares españolas, que prácticamente han agotado la capacidad de sus piscinas de combustible gastado. A la espera de la construcción del Almacén Temporal Centralizado, las centrales nucleares han puesto o están poniendo en marcha sus propios Almacenes Temporales Individuales para el almacenamiento en seco del combustible gastado en contenedores. Para ello, y aprovechando el reciente establecimiento de un sistema de metrología neutrónica en España, materializado en el Laboratorio de Patrones Neutrónicos del CIEMAT, se han estudiado dos opciones, que son la caracterización metrológica de campos neutrónicos de trabajo y la evaluación de materiales de blindaje neutrónico en campos neutrónicos estandarizados. En particular, se ha estudiado el caso de la central nuclear de Trillo, cuyo Almacén Temporal Individual (ATI) está licenciado para almacenar 80 contenedores tipo DPT[®]. Sin embargo, en 2016 se completaba a efectos prácticos la capacidad de almacenamiento del ATI con 32 contenedores DPT, debido a los requisitos de la licencia del contenedor respecto al enriquecimiento, quemado y enfriamiento del combustible gastado. Por ello, la central nuclear de Trillo inició el proceso de re-licenciamiento del ATI con el objetivo de almacenar los 32 contenedores tipo DPT (cada uno con capacidad para 21 elementos de combustible gastado) y 48 contenedores del nuevo modelo ENUN32[®] (cada uno con capacidad para 32 elementos de combustible gastado). Este proceso supondrá un aumento de la capacidad de almacenamiento de 1680 a 2208 elementos de combustible gastado.

Los cálculos de diseño para el licenciamiento de una instalación de almacenamiento de combustible gastado se basan en simulaciones Monte Carlo que se realizan en condiciones muy conservadoras respecto al término fuente. La emisión neutrónica de los elementos de combustible gastado se calcula mediante códigos de evolución isotópica en base al enriquecimiento, quemado y enfriamiento de diseño de los elementos para su almacenamiento en el contenedor, y no se tiene en cuenta el enfriamiento adicional de los mismos, ya sea en las piscinas de combustible o en seco. Como consecuencia, el margen respecto a los límites de dosis establecidos por el organismo regulador en condiciones reales suele ser mucho mayor que en condiciones de diseño. En este contexto, y como primer objetivo concreto de la Tesis para contribuir a la problemática del almacenamiento de combustible gastado, se ha realizado una caracterización dosimétrica detallada de los campos neutrónicos de trabajo presentes en el ATI, cuyos resultados han servido para evaluar el margen entre las condiciones reales y de diseño del ATI y que han sido utilizados como referencia en los cálculos de diseño para poder dar crédito al enfriamiento de los elementos combustibles.

Los contenedores de combustible gastado DPT y ENUN32 emplean como blindaje neutrónico el material comercial NS4FR[®], que se suministra en forma de polvo tri-componente que hay

que mezclar y verter en las localizaciones específicas del contenedor para el blindaje neutrónico. Por ello, la empresa que fabrica ambos contenedores, ENSA, ha diseñado un nuevo material de blindaje neutrónico basado en el material comercial Borotron® UH050, que a diferencia del NS4FR, se suministraría en forma sólida, facilitando la fabricación del contenedor. En este contexto, y como segundo objetivo concreto de la Tesis para contribuir a la problemática del almacenamiento de combustible gastado, se ha realizado una evaluación de las propiedades de blindaje del nuevo material de blindaje en campos neutrónicos y gamma estandarizados, cuyos resultados han servido para determinar si el nuevo material iguala las propiedades del material usado actualmente y su viabilidad para sustituirlo en la fabricación del nuevo contenedor ENUN32.

La caracterización de los campos neutrónicos de trabajo en el ATI se ha realizado a tres niveles: primero, alrededor de dos contenedores DPT individualmente; segundo, en la zona de almacén en el interior del ATI; y por último, en el exterior del ATI. La caracterización se ha llevado empleando un sistema de espectrometría neutrónica de esferas de Bonner como instrumento de referencia, tal y como se recomienda en la norma ICRU 66. Se han determinado los espectros neutrónicos en puntos significativos alrededor de los contenedores individuales, entre contenedores en el interior del ATI y en el exterior del ATI, y a partir de ellos se han determinado las magnitudes integrales de tasa fluencia y tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica. La tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica determinada mediante espectrometría neutrónica es más precisa que la obtenida de forma rutinaria con monitores neutrónicos, ya que la respuesta de los monitores de los monitores depende de la energía neutrónica y son habitualmente calibrados en campos neutrónicos estándar, que pueden diferir significativamente de los campos neutrónicos de trabajo. Una vez conocida las tasas de equivalente de dosis ambiental neutrónica con las esferas Bonner, se han comparado con las obtenidas con los monitores neutrónicos empleados por el Laboratorio de Patronos Neutrónicos (Berthold LB6411) y por la central (Studsvik Digipig 2222A). De esta comparación se han obtenido los factores de campo que habría que aplicar a las medidas de los monitores para tener en cuenta las diferencias entre el campo neutrónico de calibración del monitor y el campo neutrónico de trabajo en el que se mide con el monitor. Una vez validadas las medidas de los monitores, se extiende la caracterización del campo neutrónico en términos de la tasa de equivalente ambiental neutrónica. Se han obtenido perfiles de dosis angulares a distintas alturas alrededor del contenedor y el perfil axial a lo largo del contenedor, así como un mapa de dosis en el interior del ATI y perfiles de dosis en el exterior del ATI a lo largo de las paredes y en función de la distancia a las mismas.

Como parte de la metodología desarrollada en esta Tesis para la caracterización de los campos neutrónicos del ATI, se ha desarrollado y validado un modelo Monte Carlo detallado del contenedor y del ATI usando el código MAVRIC, incluido en el paquete de códigos SCALE 6.1. En el modelo se emplea un término fuente neutrónico realista, determinado por la central mediante el código de evolución isotópica ORIGEN (también incluido en el paquete de códigos SCALE 6.1), para lo que se consideran las características actualizadas de enriquecimiento, quemado y enfriamiento de los elementos combustibles almacenados en los contenedores, en lugar de las características de diseño propias de los cálculos de licenciamiento. La simulación Monte Carlo es una herramienta de apoyo fundamental en la caracterización de campos neutrónicos, y en este estudio se ha empleado con dos objetivos: el primero, mejorar el proceso de deconvolución de las medidas de espectrometría neutrónica, mediante la obtención de espectros iniciales realistas y de alta resolución energética; y el segundo, realizar análisis que

permiten entender mejor los espectros neutrónicos medidos experimentalmente, como son la evaluación del efecto de los distintos materiales del contenedor en los espectros neutrónicos medidos y la identificación de las estructuras de picos observadas en los mismos. Los modelos Monte Carlo del contenedor y del ATI se han validado mediante la comparación de los resultados de las medidas de espectrometría neutrónica y los cálculos.

La evaluación de materiales de blindaje neutrónico frente a radiación neutrónica y gamma incluye tanto el material usado actualmente, el NS4FR (resina epoxi con carburo de boro y alúmina), como el material base para el nuevo diseño, el Borotron UH050 (polietileno borado), y el nuevo material, que consiste básicamente en el Borotron UH050 con un añadido del 40 % en peso de hidróxido de aluminio. Esta evaluación se ha llevado a cabo determinando los valores de sus espesores de semi y décimo-reducción mediante una serie de irradiaciones realizadas en el Laboratorio de Patrones Neutrónicos, en las que distintos espesores de material se interponen entre una fuente estándar calibrada (neutrónica de ^{252}Cf o gamma de ^{137}Cs) y un monitor de área (Berthold LB6411 para neutrones y Atomtex AT1123 para gamma). A partir de estas medidas se obtienen las curvas de atenuación de tasa de equivalente de dosis ambiental que se ajustan numéricamente a un modelo de decaimiento exponencial para obtener el coeficiente de atenuación lineal y los espesores de reducción de los materiales. También se ha empleado el sistema de espectrometría de esferas Bonner para determinar los espectros neutrónicos tras la atenuación de los materiales de blindaje y a partir de ellos, las magnitudes integrales y los factores de campo, de manera análoga a la caracterización de campos neutrónicos en el ATI. Como parte de la metodología desarrollada en esta Tesis para la evaluación de los materiales de blindaje neutrónico, también se han simulado mediante el código Monte Carlo MCNPX 2.7.e las irradiaciones realizadas en el Laboratorio de Patrones Neutrónicos, que permite calcular los espectros neutrónicos iniciales para la deconvolución de las medidas de espectrometría y reproducir los resultados obtenidos a partir de las curvas de atenuación medidas con los monitores neutrónico y gamma. Los modelos Monte Carlo de los materiales se han validado mediante la comparación de los resultados de medidas y cálculos.

Esta Tesis supone una caracterización completa desde el punto de vista de la radiación neutrónica del sistema de almacenamiento en seco de combustible gastado de la central nuclear de Trillo, incluyendo el propio edificio del Almacén Temporal Individual, los contenedores de combustible gastado que se almacenan en la instalación, y el material de blindaje neutrónico empleado en los contenedores. Los resultados de la caracterización del contenedor DPT y del ATI han demostrado el amplio margen existente entre las condiciones reales y de diseño en la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica, y han sido empleados como referencia en los cálculos de re-licenciamiento del ATI para poder dar crédito al enfriamiento de los contenedores DPT ya almacenados, permitiendo alcanzar un equilibrio entre la necesidad de aumentar la capacidad de almacenamiento y de mantener unas condiciones conservadoras respecto a los criterios de protección radiológica. Además de la caracterización del sistema de almacenamiento en su estado actual, se ha evaluado un nuevo material de blindaje neutrónico que potencialmente podría sustituir al empleado en los contenedores, aunque los resultados han demostrado que el nuevo material no igualaba las propiedades de blindaje gamma del material actual. Este estudio ha supuesto la colaboración directa con empresas de la industria nuclear, y es uno de los estudios más completos realizados hasta la fecha de un sistema de almacenamiento de combustible nuclear gastado en seco, tanto por su extensión como por la combinación de técnicas experimentales de espectrometría neutrónica y dosimetría neutrónica y gamma y simulación Monte Carlo.

Organización y estructura

La presente Tesis se divide en dos partes. La primera parte está compuesta por tres capítulos en los que se presenta la introducción que da contexto y motiva el trabajo y los materiales y metodología empleados. La segunda parte está compuesta por cinco capítulos en los que se presentan los resultados obtenidos y las conclusiones derivadas de los mismos.

En el capítulo 1, se expone la problemática del almacenamiento de combustible nuclear gastado en España y concretamente en la central nuclear de Trillo, así como un pequeño resumen del origen histórico de esta problemática a nivel internacional. Se presentan también los problemas físicos asociados a la medida de la radiación neutrónica, concretamente, los relacionados con la determinación de las magnitudes operacionales de protección radiológica y con la caracterización de materiales de blindaje. A continuación, se presenta el Laboratorio de Patrones Neutrónicos y las herramientas que proporciona para contribuir a mejorar la problemática del almacenamiento de combustible gastado en la central nuclear de Trillo. Finalmente, se recogen los objetivos de la Tesis.

En el capítulo 2, se presentan los fundamentos físicos para la caracterización de campos neutrónicos de trabajo y la determinación de las magnitudes operacionales de protección radiológica para la radiación neutrónica, así como para la caracterización de materiales de blindaje. A continuación, se presentan las principales características del sistema de almacenamiento de combustible gastado en seco de la central nuclear de Trillo, incluyendo el Almacén Temporal Individual, el contenedor de almacenamiento y transporte DPT y los elementos de combustible gastado. Finalmente se recogen las principales características de los materiales de blindaje neutrónico evaluados, incluyendo el nuevo material diseñado por ENSA y los materiales comerciales NS4FR y Borotron UH050.

En el capítulo 3, se presenta la metodología general y los objetivos concretos de cada una de las tres fases en las que se divide el alcance de la Tesis: la caracterización del campo neutrónico alrededor del contenedor DPT, la caracterización del campo neutrónico en el interior y el exterior del ATI de la central nuclear de Trillo y la evaluación de los materiales de blindaje neutrónico. A continuación, se presentan los materiales empleados para el desarrollo de la Tesis, incluyendo la sala de irradiación del Laboratorio de Patrones Neutrónicos, los equipos de medida y los códigos de simulación. Finalmente, se presenta la metodología detallada de medidas y cálculos empleada para la caracterización del contenedor, del ATI y de los materiales de blindaje.

En el capítulo 4, se recogen los resultados de la caracterización del campo neutrónico alrededor de los contenedores DPT27 y DPT28; y en el capítulo 5, los de la caracterización del campo neutrónico en el interior y en el exterior del ATI con 28 contenedores DPT. Para ello

se ha empleado el sistema de espectrometría de esferas Bonner del CIEMAT y dos monitores neutrónicos, LB6411 y Digipig. En estos capítulos, se presentan los espectros neutrónicos y las magnitudes integrales derivadas de tasa de fluencia y equivalente de dosis ambiental neutrónica, y se analiza cómo varían alrededor del contenedor y en el interior y el exterior del ATI. Una vez caracterizado el campo neutrónico en términos del espectro neutrónico, se muestra la comparación con las correspondientes medidas de los monitores neutrónicos y los factores de campo correspondientes. Validadas las medidas de los monitores, se presentan los resultados de las medidas con estos equipos, que extienden la caracterización del campo neutrónico en términos de la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica. Concretamente, en el capítulo 4, se recogen los perfiles angulares y axiales de dosis medidos alrededor de los contenedores, y se analiza el efecto en las medidas de las distintas metodologías que se pueden emplear al medir con los monitores neutrónicos. En el capítulo 5, se presentan el mapa de dosis determinado en el interior del ATI y los perfiles de dosis en el exterior del ATI, en base a los cuales se establece una correlación con las tasas de emisión neutrónica calculadas de los contenedores almacenados en el ATI y se evalúa el margen respecto a los límites de dosis establecidos por el organismo regulador.

En el capítulo 6, se recogen los resultados de las simulaciones Monte Carlo realizadas con MAVRIC del contenedor DPT y del ATI. Primero se presenta la comparación entre los cálculos y las medidas de espectrometría y monitores que permite validar los modelos del contenedor y del ATI. A continuación, se analiza el efecto de utilizar estos espectros calculados como espectro inicial en la deconvolución de las medidas de espectrometría. Se recogen también los resultados de simulaciones adicionales realizadas con modelos simplificados. En base a estos resultados, se analiza el efecto de las distintas configuraciones de blindaje del contenedor en los espectros neutrónicos medidos alrededor del mismo, y se identifican algunas de las estructuras de picos que aparecen en los espectros. Finalmente, se comparan los resultados de los modelos simplificados y detallados y las medidas de espectrometría.

En el capítulo 7, se recogen los resultados de la evaluación de los tres materiales de blindaje neutrónico: el empleando en el contenedor (NS4FR), el base del nuevo material (Borotron UH050) y el nuevo material (Borotron + $\text{Al}(\text{OH})_3$). Primero se presentan los espectros neutrónicos y las magnitudes integrales derivadas de tasa de fluencia y equivalente de dosis ambiental neutrónica, así como la comparación con las medidas del monitor neutrónico y los factores de campo correspondientes. A continuación, se analizan las propiedades de blindaje neutrónico y gamma de los materiales en base a las curvas de atenuación de tasa de equivalente de dosis ambiental, recogiendo los modelos de regresión derivados de las curvas y los coeficientes de atenuación lineal y espesores de semi y décimo-reducción de los materiales. También se analiza el efecto de la adición de $\text{Al}(\text{OH})_3$ en las propiedades de blindaje del Borotron. Finalmente, se validan los modelos Monte Carlo de los materiales mediante la comparación de los cálculos con las medidas de espectrometría neutrónica y de dosimetría neutrónica y gamma.

Por último, en el capítulo 8, se resumen las principales conclusiones tanto de la caracterización de los campos neutrónicos alrededor del contenedor y en el interior y el exterior del ATI como de la evaluación de los materiales de blindaje neutrónico.

Artículos publicados

De esta Tesis se han derivado cuatro artículos científicos que se recogen a continuación, y los resultados se han presentado tanto en congresos nacionales (Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española y Congreso conjunto de la Sociedad Española de Física Médica y la Sociedad Española de Protección Radiológica) como internacionales (Symposium on Neutron and Ion Dosimetry).

- **Study of the neutron field around ENSA-DPT spent fuel transport and storage casks**
R. Méndez, X. Campo, M. Embid, A. Ortego, M. Novo, J. Sanz,
Applied Radiation and Isotopes, Volume 140, Pages 151-156 (October 2018).
DOI: 10.1016/j.apradiso.2018.07.001.

- **Neutron field characterization at the independent spent fuel storage installation of the Trillo nuclear power plant**
X. Campo, R. Méndez, M. Embid, A. Ortego, M. Novo, J. Sanz,
Applied Radiation and Isotopes, Volume 135, Pages 33-39 (May 2018).
DOI: 10.1016/j.apradiso.2018.01.002.

- **Experimental evaluation of neutron shielding materials**
X. Campo, R. Méndez, M. A. de Sousa Lacerda, D. Garrido, M. Embid, J. Sanz,
Radiation Protection Dosimetry, Volume 180, Issue 1-4, Pages 382-385 (August 2018).
DOI: 10.1093/rpd/ncx202.

- **Neutron characterization of ENSA-DPT type spent fuel cask at Trillo Nuclear Power Plant**
R. Méndez, X. Campo, M. Embid, C. A. Yéboles, R. Morales, M. Novo, J. Sanz,
Radiation Protection Dosimetry, Volume 180, Issue 1-4, Pages 391-394 (August 2018).
DOI: 10.1093/rpd/ncy060.

PARTE I

**Introducción, fundamentos,
materiales y metodología**

1

Introducción

El objetivo de esta Tesis es contribuir a mejorar la problemática del almacenamiento de combustible nuclear gastado en las centrales nucleares españolas, que prácticamente han agotado la capacidad de sus piscinas de combustible gastado, y a la espera de la construcción del Almacén Temporal Centralizado, han puesto o están poniendo en marcha sus propios Almacenes Temporales Individuales para el almacenamiento en seco del combustible gastado en contenedores. Para ello, y aprovechando el reciente establecimiento de un sistema de metrología neutrónica en España, materializado en el Laboratorio de Patrones Neutrónicos del CIEMAT, se han estudiado dos opciones, que son la caracterización metrológica de campos neutrónicos de trabajo y la evaluación de materiales de blindaje neutrónico en campos neutrónicos estandarizados. Concretamente se ha estudiado el caso de la central nuclear de Trillo (CNT), que ha iniciado el proceso de re-licenciamiento de su Almacén Temporal Individual (ATI) con el objetivo aumentar su capacidad de almacenamiento de 1680 a 2208 elementos de combustible gastado.

En este capítulo se expone la problemática del almacenamiento de combustible nuclear gastado en España y concretamente en la central nuclear de Trillo, así como un pequeño resumen del origen histórico de esta problemática a nivel internacional. Se presentan también los problemas físicos asociados a la medida de la radiación neutrónica, concretamente, los relacionados con la determinación de las magnitudes operacionales de protección radiológica y con la caracterización de materiales de blindaje. A continuación, se presenta el Laboratorio de Patrones Neutrónicos y las herramientas que proporciona para contribuir a mejorar la problemática del almacenamiento de combustible gastado en la central nuclear de Trillo. Finalmente, se recogen los objetivos la Tesis.

1.1. Almacenamiento de combustible nuclear gastado

1.1.1. Problemática actual en España

El ciclo del combustible nuclear se divide en dos fases. La primera fase abarca desde la minería hasta la irradiación en reactores nucleares. La segunda fase abarca el proceso de gestión del combustible una vez que ha sido irradiado en los reactores hasta su almacenamiento definitivo como residuo radiactivo.

La estrategia de gestión del combustible gastado en España es de ciclo abierto. Una vez finalizada la irradiación en el reactor, el combustible pasa a considerarse residuo radiactivo ya que tal y como se establece en la Ley de Energía Nuclear, que data de 1964, se trata de un “material o producto de desecho, para el cual no está previsto ningún uso, que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio de Industria y Energía” [4].

Durante la irradiación en el reactor, se generan en el combustible productos de fisión, productos de activación y actínidos minoritarios debido a reacciones de fisión inducida y capturas. Atendiendo a la actividad inicial y el periodo de semidesintegración de los radionucleidos producidos, el combustible gastado se clasifica como residuo de alta actividad ya que contiene concentraciones apreciables de radionucleidos emisores alfa de vida larga y/o emisores beta-gamma con periodos de semidesintegración superiores a 30 años, que pueden generar calor por efecto de la desintegración radiactiva, dada su elevada actividad específica. Una vez extraído del reactor, la estrategia de gestión del combustible contempla tres etapas [5]:

- Almacenamiento inicial: El combustible gastado se almacena durante unos pocos años en las piscinas de combustible gastado de las centrales nucleares, para el decaimiento de su actividad y para reducir la carga calorífica.
- Almacenamiento intermedio: a medio o largo plazo (entre 20 y 60 años), el combustible gastado se almacena en un Almacén Temporal Individual (ATI) dentro del propio emplazamiento de la central nuclear o, alternativamente, en un Almacén Temporal Centralizado (ATC) externo al emplazamiento de las centrales nucleares.
- Almacenamiento definitivo: posteriormente, el combustible gastado se almacenará en un Almacenamiento Geológico Profundo (AGP).

Aunque la estrategia de gestión del combustible nuclear gastado en España contempla tres fases, actualmente solo se encuentran implementadas dos de ellas, las de almacenamiento inicial en piscina e intermedio en almacenes temporales individuales [6]. Actualmente España se encuentra inmersa en la puesta en marcha del ATC, que se emplazará previsiblemente en Cuenca. Sin embargo el proyecto está encontrando múltiples dificultades tanto políticas como técnicas que están retrasando enormemente el inicio de su construcción y puesta en marcha.

Mientras tanto, el combustible nuclear gastado ha de almacenarse en las propias centrales nucleares. Existe por tanto una necesidad de ampliar la capacidad de almacenamiento de cada planta para poder gestionar el combustible nuclear gastado que extraen de sus reactores sin tener que detener la producción de energía eléctrica. Para tratar de dar solución a este problema se han planteado varias opciones complementarias entre sí:

- Aumentar la capacidad de almacenamiento inicial en las piscinas de combustible gastado:
Es la primera opción que se plantea y consiste básicamente en un cambio o redistribución de los bastidores de los elementos combustibles en las piscinas (re-racking) para dar cabida a más elementos de combustible gastado, asegurando siempre la refrigeración y blindaje y previniendo una eventual criticidad.
- Disponer de instalaciones de almacenamiento intermedio:
Agotada la posibilidad de aumentar la capacidad de almacenamiento de las piscinas, la segunda opción es construir instalaciones de almacenamiento intermedio, en las que se

podría optar por el almacenamiento en piscinas o por sistemas de almacenamiento en seco, como contenedores o bóvedas. Los sistemas de almacenamiento en seco proporcionan mucha más flexibilidad que las piscinas, cuya modificación es prácticamente inviable una vez construidas, mientras que los sistemas en seco son mucho más versátiles y se pueden ir adaptando a las necesidades de almacenamiento.

Habiendo llegado al límite de la capacidad de almacenamiento de las piscinas de combustible y a la espera de la puesta en marcha del ATC, todas las centrales nucleares Españolas (a excepción de Vandellós) han puesto o están poniendo en marcha ATIs para ampliar su capacidad de almacenamiento de combustible nuclear gastado, todos ellos basados en contenedores para el almacenamiento en seco. En algunos casos, como el ATI de la Central Nuclear de Trillo, están alcanzando también el límite de su capacidad de licenciamiento actual. Este es el contexto que motiva la realización de esta Tesis, que se enmarca en la necesidad de capacidad de almacenamiento adicional para el combustible gastado en las centrales nucleares españolas.

1.1.2. Origen histórico de la problemática actual

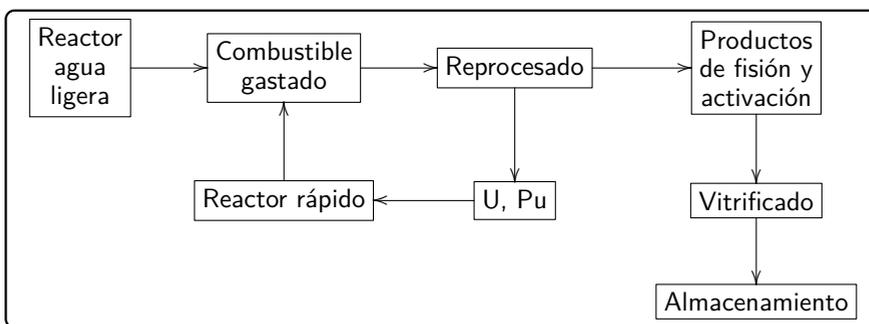
Esta problemática del almacenamiento del combustible nuclear gastado no es exclusiva de nuestro país y para entender su origen, que se remonta a la década de los 70, hay que entender la evolución histórica que ha sufrido el ciclo del combustible nuclear, de la mano de la evolución de la tecnología nuclear, la economía y los acontecimientos políticos.

Los primeros reactores nucleares se desarrollaron durante la Segunda Guerra Mundial para la producción de plutonio armamentístico en la década de 1940, tras la cual, ya en la década de 1950, se produce el desarrollo de los reactores nucleares para la producción de energía. Los reactores nucleares comerciales tuvieron una rápida expansión en la década de 1960, asociados a un ciclo del combustible nuclear diseñado para ser un ciclo cerrado (Figura 1.1a). El combustible usado en los reactores de agua ligera pasaría al menos 1 año en las piscinas de combustible para su enfriamiento y posteriormente sería reprocesado para separar el U y el Pu de los productos de fisión y actínidos minoritarios producidos durante la irradiación en el reactor. Estos últimos, tras unos años de enfriamiento, serían solidificados por vitrificación, encapsulados en cilindros de acero inoxidable y almacenados como residuos de alta actividad. Mientras, el U y el Pu se reciclarían en fábricas de combustible como material fisionable para reactores rápidos, capaces de aprovecharlo para producir energía. Así, inicialmente las piscinas de combustible estaban diseñadas para almacenar el combustible gastado producido en 3 - 4 años de operación durante un breve periodo de tiempo hasta el reprocesado. Este diseño se basaba en que, en aquella época, las reservas de uranio natural eran escasas y la expectativa de crecimiento de la energía nuclear era muy grande, por lo que el reprocesamiento y reaprovechamiento del combustible en reactores rápidos era fundamental para alargar la duración de las reservas de uranio existentes. La principal desventaja era el alto coste del reprocesado, aunque se esperaba que el coste disminuyese a medida que la demanda aumentase y las reservas de uranio se agotasen.

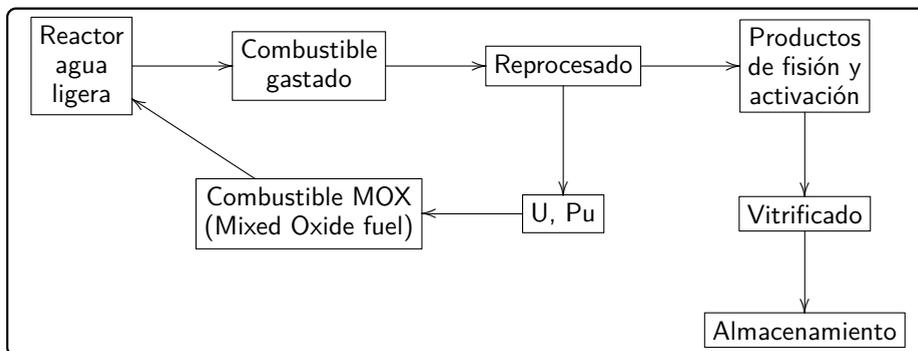
En la década de 1970 confluyen varios factores que dan al traste con la estrategia de ciclo cerrado. El desarrollo y operación de los reactores rápidos demostró no ser tan sencillo como se había supuesto y se descubrieron nuevas reservas de uranio, con lo que el reprocesamiento, que seguía siendo muy costoso, dejó de ser rentable frente al uso de uranio enriquecido fresco. Aunque lo más importante fue el surgimiento de una preocupación por la proliferación de armas

nucleares, que se materializó en 1970 en el Tratado de no-prolifерación, y que se acrecentó especialmente después de que la India realizase sus propias pruebas con armas nucleares en 1974, llevando al abandono de las tecnologías de reprocesamiento y reactores rápidos por parte de los países adheridos al tratado de no proliferación, dado que estas tecnologías podían utilizarse para la producción de plutonio armamentístico. Posteriormente, solo los países que ya habían realizado grandes inversiones continuaron con el reprocesamiento, como Francia, Reino Unido, Rusia, China e India (Figura 1.1b).

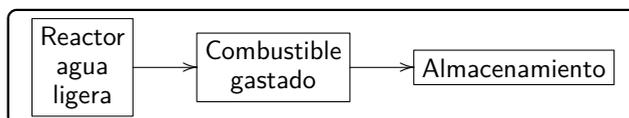
Estas circunstancias llevan al surgimiento de la estrategia de gestión del combustible de ciclo abierto, en la que el combustible utilizado en los reactores de agua ligera se almacena directamente como residuo (Figura 1.1c). Este cambio de ciclo cerrado a ciclo abierto es el origen de la problemática actual en el almacenamiento de combustible gastado, dado que surge una necesidad adicional de almacenamiento para la que las piscinas de combustible no estaban diseñadas.



(a) *Ciclo cerrado inicial.*



(b) *Ciclo cerrado actual.*



(c) *Ciclo abierto actual.*

Figura 1.1.: *Ciclos del combustible nuclear para reactores de agua ligera.*

1.1.3. Situación en la central nuclear de Trillo

Tal y como se comentó en la introducción de este capítulo, en esta Tesis se va a estudiar el caso concreto de la necesidad de ampliar la capacidad de almacenamiento de combustible gastado en la CNT. Esta central se encuentra emplazada en la provincia de Guadalajara, junto al río Tajo, y comenzó a operar en 1988. Dispone de un reactor de agua a presión (PWR) de tercera generación que alberga 177 elementos combustibles y tres lazos de refrigeración de tecnología alemana Siemens-KWU, proporcionando una potencia térmica de 3.010 MWt o eléctrica de 1.066 MWe con ciclos de quemado duran 12 meses.

Capacidad de almacenamiento adicional

Para la gestión del combustible nuclear gastado producido en la planta, la central cuenta con un ATI en el que se almacenan contenedores de doble propósito del modelo DPT® (apartado 2.5). El ATI de la CNT es un edificio de hormigón de planta rectangular y grandes dimensiones que comenzó a operar en 2002 y está diseñado y licenciado para albergar 80 contenedores de doble propósito modelo DPT (apartado 2.5.1). El contenedor DPT está diseñado y licenciado para el almacenamiento y transporte de los elementos de combustible gastado con unos ciertos límites de enriquecimiento, quemado y enfriamiento (apartado 2.5.2). El enriquecimiento y quemado de los elementos combustibles en la CNT ha evolucionado temporalmente hacia valores progresivamente mayores. Actualmente el combustible gastado que cumple los requisitos de licencia del contenedor equivale a 32 contenedores DPT (apartado 2.5.3). En 2014, cuando se comienza a plantear el proyecto de esta Tesis, se almacenaban en el ATI 25 contenedores DPT. A finales de 2014 se cargan tres nuevos contenedores, otros dos a finales de 2015 y los dos últimos a finales de 2016, completando así la capacidad de almacenamiento del ATI.

En estas circunstancias la CNT inicia el proceso de re-licenciamiento del ATI para aumentar su capacidad de almacenamiento, para lo cual se va a cambiar el modelo de contenedor del actual DPT (licenciado para 21 elementos combustibles) al nuevo ENUN 32P® (licenciado para 32 elementos combustibles). El objetivo es licenciar el ATI para almacenar los 32 contenedores previstos del modelo DPT y 48 contenedores ENUN 32P hasta la completar la capacidad física de 80 contenedores.

En España, la normativa vigente requiere que para que un contenedor o un ATI pueda ser utilizado, su diseño ha de haber sido aprobado por la Dirección General de Política Energética y Minas, con el informe preceptivo favorable del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) [7]. La obtención de esta aprobación conlleva un proceso de licenciamiento en el que se debe demostrar el cumplimiento de los requisitos de seguridad nuclear y protección radiológica establecidos por la normativa vigente para el diseño de instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y de contenedores de almacenamiento:

- Contenedores de combustible gastado [8]: El blindaje y el confinamiento del contenedor deben asegurar el cumplimiento de los criterios y requisitos de protección radiológica aplicables a la instalación en la que se ubique, es decir, la instalación de almacenamiento de combustible gastado.

- Instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado [9]:
 - El diseño de la instalación y la operación en condiciones normales deben asegurar que las dosis recibidas por los trabajadores expuestos o por el público se mantienen por debajo de los límites establecidos en el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes [10] (Anexo B).
 - El diseño de la instalación debe definir, establecer y limitar un área controlada (Anexo B). La distancia mínima entre el combustible gastado o el residuo de alta actividad que se almacene en la instalación respecto al límite del área controlada debe ser al menos de 100 m. El área controlada podrá ser atravesada por una carretera, cauce fluvial o ferrocarril siempre y cuando se establezcan y garanticen medidas efectivas de control del tráfico con el objetivo de proteger al público.

De cara al licenciamiento, la metodología habitual para demostrar el cumplimiento de los requisitos de seguridad y protección radiológica de un contenedor o instalación de almacenamiento consiste en realizar cálculos de transporte Monte Carlo empleando modelos detallados del contenedor o la instalación de almacenamiento. Estos cálculos de diseño suelen realizarse en condiciones muy conservadoras, lo que afecta principalmente al término fuente que se emplea en los modelos de cálculo, es decir la emisión neutrónica y gamma de los elementos de combustible gastado almacenados en los contenedores.

En condiciones de diseño normalmente se consideran los elementos combustibles en las condiciones más conservadoras de enriquecimiento, quemado y enfriamiento, y no se da crédito a factores como el tiempo de enfriamiento adicional de los mismos, ya sea en las piscinas de combustible o en seco. Esto suele implicar que, en condiciones reales, los márgenes respecto a los límites de dosis establecidos por el organismo regulador sean muy grandes, lo cual en general es positivo. Sin embargo, esto puede ser contraproducente si se está enfrentando un problema de agotamiento en la capacidad de almacenamiento, y puede ser de interés tratar de ajustar ligeramente los márgenes en las condiciones de diseño.

Por ello, se plantea la necesidad de realizar una campaña de medidas en el ATI de la CNT en la que se demuestre para las actuales condiciones de licencia, no solo el cumplimiento de estos requisitos, sino el amplio margen de las condiciones reales frente a las condiciones de diseño del ATI. El objetivo último de esta campaña de medidas sería poder dar crédito a factores como el tiempo de enfriamiento de los elementos de combustible almacenado de cara a los cálculos de diseño del re-licenciamiento, y facilitar el cumplimiento del requisito más limitante, que en este caso es que la dosis en exterior del ATI debe ser inferior al límite de dosis para el público ($0,5 \mu\text{Sv/h}$).

Nuevo material de blindaje neutrónico

El aumento de la capacidad de almacenamiento de los ATIs está también relacionada con mejoras en los propios contenedores de combustible gastado. En el caso de a CNT, ambos modelos (DPT y ENUN 32P) son contenedores metálicos de doble propósito (almacenamiento y transporte) diseñados y fabricados por Equipos Nucleares S.A. (ENSA) [11], que es una empresa constituida en 1973 con el objetivo de satisfacer las demandas del programa nuclear civil español de fabricación de grandes componentes nucleares. ENSA participa activamente en la gestión del combustible en las centrales nucleares, prestando un servicio integral tanto

en el campo de los bastidores como en el de contenedores incluyendo el diseño, licenciamiento, definición de materiales, fabricación, pruebas y ensayos e instalación y operación en planta de bastidores y contenedores respectivamente. Contenedores diseñados y fabricados por ENSA se utilizan actualmente en las centrales nucleares de Trillo, Almaraz y Garoña.

El material de blindaje neutrónico que actualmente emplea ENSA en sus contenedores de almacenamiento y transporte, como el DPT empleado en la CNT, es un material comercial conocido como NS4FR[®], usado habitualmente en este tipo de aplicaciones debido a sus propiedades principalmente como blindaje neutrónico pero también como blindaje gamma. El proveedor de este material lo suministra en forma de polvo compuesto por tres componentes, que hay que mezclar y verter en las localizaciones específicas del contenedor para el blindaje neutrónico, lo que dificulta el proceso de fabricación del contenedor.

Por ello, ENSA está analizando la posibilidad de sustituir este material, y para ello han desarrollado un nuevo material de blindaje neutrónico basado en el material comercial Borotron[®] UH050. De este nuevo material se espera que tenga unas propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica y gamma similares a las del NS4FR pero que se pueda suministrar en forma sólida, simplificando así la fabricación del contenedor (apartado 2.5.4). Es importante notar que cuando se pretende utilizar un determinado material de blindaje en un sistema de almacenamiento de combustible gastado, los criterios de blindaje frente a radiación no son los únicos aplicables:

- Los sistemas de almacenamiento de combustible gastado deben pasar por un proceso de licenciamiento en el que también se evalúan, por ejemplo, las propiedades térmicas y mecánicas de los materiales que componen el sistema.
- Las empresas que fabrican estos sistemas también tendrán en cuenta criterios como la disponibilidad en el mercado y el coste económico de los materiales.
- También se tienen en cuenta criterios de calidad, como los procesos de fabricación necesarios para la incorporación de los materiales al sistema de almacenamiento.

En este contexto, se plantea la necesidad de realizar una campaña de medidas en la que se determinen y comparen las propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica y gamma de ambos materiales de blindaje. El objetivo último de esta campaña de medidas sería determinar si el nuevo material iguala las propiedades de blindaje del NS4FR.

1.2. Dificultades asociadas a la medida de la radiación neutrónica

Hasta este punto, se ha establecido y justificado la necesidad de realizar una caracterización dosimétrica del ATI de la CNT, así como de caracterizar materiales de blindaje neutrónico para contenedores de combustible gastado, de cara a contribuir en la mejora de la capacidad de almacenamiento de combustible gastado en la CNT. Ambas vías de acción implican campañas experimentales de medida de la radiación neutrónica.

La característica más significativa de la radiación neutrónica y que la diferencia del resto de radiaciones ionizantes es que la interacción de los neutrones con la materia, que se produce mediante reacciones nucleares, tiene una fuerte dependencia de la energía de los neutrones.

Como consecuencia, los campos de radiación neutrónica suelen presentar un amplio rango de energías, lo que afecta significativamente a todos los aspectos relacionados con los campos neutrónicos. Por ejemplo, tanto el daño biológico producido por la radiación neutrónica, como la detección y el blindaje de neutrones, aspectos todos ellos fundamentales desde el punto de vista de la metrología y la protección radiológica, dependen de la ocurrencia de ciertas reacciones nucleares de los neutrones con el tejido vivo, el material sensible del detector, o el material de blindaje, y la ocurrencia de estas reacciones depende tanto de la energía de los neutrones como del material con el que interactúan.

1.2.1. Determinación de las magnitudes operacionales para radiación neutrónica

A efectos prácticos, el cumplimiento de los requisitos de seguridad nuclear y protección radiológica, enunciados en el apartado anterior, se verifica regularmente en la CNT mediante la vigilancia radiológica operacional de los contenedores y del ATI. Esta vigilancia radiológica la lleva a cabo el Servicio de Protección Radiológica de la planta, determinando la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica empleando el monitor neutrónico Studsvik 2222A Digipig, que se verifica periódicamente en la propia planta de acuerdo a un procedimiento propio empleando una fuente de $^{241}\text{Am-Be}$, e implica tres fases bien diferenciadas:

- La primera, durante la carga de los contenedores de combustible gastado en la contención de la planta, se realiza una vigilancia radiológica alrededor de los contenedores individualmente para asegurar que cumplen los requisitos de protección radiológica para poder ser trasladados al ATI.
- La segunda, una vez que los contenedores cargados son trasladados y almacenados en el ATI, se realiza una vigilancia radiológica periódica del interior del ATI para establecer la clasificación de zonas radiológicas y asegurar que se cumplen los criterios de protección radiológica para los trabajadores expuestos de la planta.
- La tercera, de manera periódica también se realiza la vigilancia radiológica del exterior del ATI, para asegurar que se cumplen los criterios de protección radiológica tanto para los trabajadores expuestos de la planta como del público.

La determinación de esta magnitud operacional para la radiación neutrónica mediante monitores es una tarea compleja (apartado 2.2) debido principalmente a los siguientes motivos:

- Los campos neutrónicos de trabajo en instalaciones nucleares, como es una instalación de almacenamiento de combustible gastado, presentan un amplio rango energético que puede abarcar desde los meV hasta los MeV.
- Los dosímetros de neutrones, como los monitores de área empleados habitualmente para la vigilancia radiológica, presentan una respuesta que tiene una fuerte dependencia de la energía, y que además no se ajusta perfectamente a los coeficientes de conversión de fluencia a dosis estándar en todo el rango energético de interés.
- Los campos neutrónicos de referencia empleados para la calibración de los dosímetros de neutrones tienen una distribución energética que puede diferir significativamente de la distribución energética de los campos neutrónicos de trabajo.

En función de la magnitud de la diferencia entre las distribuciones energéticas de los campos de calibración y de trabajo, y de la magnitud de la diferencia entre la respuesta del instrumento y los coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis, un dosímetro podrá subestimar o sobrestimar la medida en el campo neutrónico de trabajo hasta un 50 % [12, 13]. En función del grado de exactitud de medida que se requiera, se pueden tomar varias aproximaciones para determinar o minimizar el efecto de estos factores en las medidas neutrónicas de protección radiológica.

- La primera opción es calibrar los dosímetros en campos neutrónicos de referencia que se aproximen más a los campos de trabajo. Los campos de trabajo simulados son un buen ejemplo, aunque hasta ahora se han implementado pocos debido al coste y la dificultad de poner en marcha una instalación de este tipo [3, 14].
- La segunda y más utilizada es suplementar la calibración del monitor con la determinación de una corrección de campo [14]. Este método consiste básicamente en la comparación de las medidas realizadas en el propio campo de trabajo con el dosímetro y con un instrumento de referencia con el que se establezca el valor convencionalmente verdadero del equivalente de dosis en ese campo [12]. Esta metodología ha promovido el desarrollo de sistemas de espectrometría, mediante los cuales se puede caracterizar el campo neutrónico de trabajo en términos del espectro neutrónico para poder determinar a partir del mismo la fluencia y el equivalente de dosis. Algunos inconvenientes de este método son que la introducción de una corrección de campo suele resultar en un incremento significativo de la incertidumbre de las medidas [13], que las medidas con los sistemas de espectrometría son complejas y suelen requerir mucho tiempo, y que las correcciones de campo son específicas para un dosímetro determinado en un campo de trabajo determinado, al igual que la calibración.

La exactitud y precisión requerida para una medida depende mucho de la aplicación. Para medidas de protección radiológica frente a neutrones en campos neutrónicos de trabajo son aceptables valores relativamente altos de incertidumbre de hasta el 50 %, como reflejo de la dificultad que supone la medición de las magnitudes operacionales para neutrones [15].

En este caso el objetivo de la campaña de medidas en el ATI de la CNT no es la protección radiológica operacional, sino que las medidas sirvan como referencia para los cálculos de diseño necesarios para el re-licenciamiento del ATI. Por ello, se plantea la necesidad de que, en la campaña de medidas, se caractericen los campos neutrónicos de trabajo presentes en el entorno de los contenedores de combustible gastado y en la instalación de almacenamiento de la planta, evaluando el desempeño del monitor empleado para las medidas de protección radiológica y la necesidad de aplicar correcciones de campo.

1.2.2. Caracterización de campos neutrónicos

Tal y como se apuntaba en el apartado anterior, caracterizar un campo neutrónico consiste básicamente en determinar la distribución energética de los neutrones, es decir, el espectro neutrónico. Aunque existen múltiples métodos de espectrometría neutrónica, la espectrometría de esferas Bonner es uno de los métodos más utilizados para la caracterización de campos neutrónicos, debido principalmente a su respuesta isotrópica, por lo que no es necesario conocer las características direccionales del campo, y a su amplio rango energético de medida, que abarca en general desde los meV hasta los 20 MeV.

Los sistemas de esferas Bonner están formados por un conjunto de esferas moderadoras de polietileno de diferentes diámetros con un detector central de neutrones térmicos. Cada una de las esferas tendrá una respuesta energética diferente y mediante la deconvolución de las lecturas del conjunto de las esferas se puede obtener el espectro neutrónico (apartado 3.3.1). Algunos inconvenientes de este método, aparte de la complejidad y el tiempo requerido, son el tamaño de las esferas (son pesadas y pueden producir problemas de dispersión si se usan en espacios reducidos) y que la resolución energética es pobre. Pero sin duda, el mayor inconveniente es el proceso de deconvolución.

Cada una de las esferas proporciona una medida integrada de su respuesta en todo el rango energético, normalmente dividido en 50 o 100 grupos de energía para obtener un nivel de detalle razonable. El espectro se obtiene como la solución de un sistema indeterminado de ecuaciones, ya que el número de grupos de energía es muy superior al número de esferas. Por tanto, para la deconvolución será necesario conocer tanto la matriz respuesta del sistema de esferas como un espectro inicial. Existen múltiples códigos de deconvolución que han demostrado que la espectrometría de esferas Bonner proporciona resultados válidos y adecuados. La matriz respuesta del sistema de esferas se puede determinar con bastante precisión durante la calibración del equipo, mediante la combinación de medidas en haces mono-energéticos de neutrones y simulación Monte Carlo. Por tanto, la mejor manera de mejorar la validez de los resultados de la espectrometría de esferas Bonner es el uso de espectros iniciales adecuados, que se pueden obtener de medidas, de cálculos o de simples hipótesis.

En este contexto, los cálculos de transporte Monte Carlo adquieren especial relevancia (apartado 3.4). La implementación de modelos Monte Carlo realistas y detallados permitirán reproducir las medidas de espectrometría neutrónica y obtener espectros iniciales que sean muy parecidos al espectro del campo neutrónico de trabajo. Esto facilitará la convergencia del código de deconvolución y permitirá la identificación de estructuras físicas, así como de estructuras artificiales que se puedan derivar de la deconvolución y no de procesos físicos. Será fundamental contar con información detallada y precisa para la implementación de los modelos Monte Carlo, y prestar especial atención a las aproximaciones realizadas en el modelo.

En el caso de la caracterización de los campos neutrónicos en una instalación de almacenamiento de combustible gastado sería deseable contar con las especificaciones técnicas del contenedor y de la instalación de almacenamiento. Será de especial importancia contar con información detallada y actualizada de la emisión neutrónica del combustible gastado, que normalmente se calcula mediante códigos de evolución isotópica y decaimiento en base a características de los elementos de combustible como el enriquecimiento, el historial de irradiación, el quemado o el enfriamiento. En muchas ocasiones esta información puede no estar disponible por ejemplo por motivos de privacidad.

1.2.3. Caracterización de materiales de blindaje neutrónicos

En general, los materiales de blindaje se caracterizan en términos del coeficiente de atenuación y de los espesores de semi-reducción y décimo-reducción. El blindaje de la radiación neutrónica se fundamenta básicamente en moderar la energía de los neutrones mediante reacciones de dispersión hasta que alcancen el equilibrio térmico con el entorno y puedan ser absorbidos mediante reacciones de captura (apartado 2.3).

El desarrollo y evaluación de materiales de blindaje frente a la radiación neutrónica es una tarea compleja debido principalmente a los siguientes motivos:

- La gran variedad de reacciones a través de las cuales los neutrones son dispersados y capturados.
- La fuerte dependencia de las secciones eficaces de estas reacciones con la energía neutrónica.
- La emisión de radiación gamma como producto de algunas de estas reacciones.

Debido a estos factores, y a diferencia de lo que ocurre para radiación gamma, la aplicación de métodos semi-empíricos y de criterios conservadores gana peso frente a la aplicación de métodos analíticos para el diseño y evaluación de materiales de blindaje neutrónico. El procedimiento más común es irradiar los materiales de blindaje con fuentes de neutrones de la energía apropiada y realizar medidas neutrónicas, para determinar a partir de ellas las características del material, como el coeficiente de atenuación o los espesores de reducción. Para ello será importante contar con fuentes neutrónicas calibradas y bien caracterizadas, así como con una instalación adecuada para la realización de las medidas, como sería un laboratorio de calibración de equipos de medida neutrónica. Otra aproximación importante es el uso de métodos de cálculo de transporte, que ha ganado peso debido a la presente disponibilidad de clústeres de computación y códigos de transporte sofisticados.

1.3. Establecimiento de un sistema de metrología neutrónica en España

Debido a las dificultades específicas relativas a la medida de la radiación neutrónica asociadas a las dos opciones propuestas para contribuir a mejorar la capacidad de almacenamiento de combustible gastado en la CNT (la determinación de las magnitudes operacionales de protección radiológica para neutrones en campos neutrónicos de trabajo y la caracterización de materiales de blindaje neutrónico), en esta Tesis se va a provechar el establecimiento de un sistema de metrología neutrónica en España, materializado en el Laboratorio de Patrones Neutrónicos (LPN) del CIEMAT, ya que proporciona las herramientas adecuadas para solventar estas dificultades.

El LPN es el resultado de un acuerdo específico entre el CSN y el Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT) en 2005, que tenía por objetivo dar respuesta a las necesidades básicas de medida en el ámbito de la radioprotección neutrónica en instalaciones nucleares y en aplicaciones médicas y tecnológicas con la debida coherencia a nivel nacional e internacional. Como laboratorio nacional, el LPN pertenece al Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes (LMRI) del CIEMAT, que es uno de los laboratorios nacionales asociados al Centro Español de Metrología [16], y sus funciones son custodiar y mantener los patrones nacionales de la radiación neutrónica y diseminar las unidades de la radiación neutrónica.

El LPN comenzó su operación en 2012 [17] y ha sido diseñado, construido y autorizado [18] para albergar hasta 1 mg de ^{252}Cf de acuerdo a las especificaciones de la norma ISO 8529-2 [19] para laboratorios de calibración de instrumentos de medida neutrónica, contando con un

búnker de irradiación de dimensiones aproximadas de $8 \times 8 \times 8$ m (apartado 3.2). Alberga los patrones nacionales secundarios de radiación neutrónica, en forma de fuentes de radionucleidos, tal y como se recomienda en la norma ISO 8529-1 [20]. Actualmente, cuenta con dos patrones, uno de ^{252}Cf y otro de $^{241}\text{Am-Be}$, y está desarrollando un tercero, el de ^{252}Cf moderado por agua pesada. También cuenta con una fuente gamma de verificación de ^{137}Cs . Todas las fuentes tienen trazabilidad a laboratorios de metrología internacionales.

Con estos patrones, el laboratorio realiza calibraciones de dosímetros neutrónicos, tanto de área como personales, de acuerdo a procedimientos propios [21, 22] desarrollados en base a las recomendaciones de las normas ISO 8529-2 e ISO 8529-3 [19, 23]. Está previsto que próximamente el laboratorio obtenga la acreditación internacional de sus capacidades de medida y calibración, mediante la participación en intercomparaciones internacionales en 2018 para equivalente de dosis ambiental y en 2019 para equivalente de dosis personal.

Además, el laboratorio dispone de equipos de medida de radiación neutrónica con trazabilidad al propio LPN o a otros laboratorios del LMRI o internacionales, como dosímetros de área de neutrones y de gamma y dosímetros personales de neutrones. También cuenta con un sistema de espectrometría neutrónica de esferas Bonner (BSS) cuya respuesta en función de la energía ha sido caracterizada en el Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB, Alemania) [24] mediante haces de neutrones mono-energéticos producidos con aceleradores, tal y como se recomienda en la norma ISO 8529-1 [20].

Así, el LPN cuenta con las herramientas necesarias para llevar a cabo las tareas necesarias para satisfacer las necesidades planteadas:

- Por un lado, el sistema de espectrometría neutrónica de esferas Bonner con trazabilidad a patrones internacionales se puede emplear como instrumento de referencia para la caracterización de campos neutrónicos de trabajo y determinar la necesidad de aplicar factores de corrección de campo.
- Por otro lado, los patrones, es decir las fuentes neutrónicas calibradas, se pueden emplear para la irradiación de materiales de interés dosimétrico, como son los materiales de blindaje neutrónico que se emplean en los contenedores de combustible gastado, para determinar sus propiedades de blindaje empleando los equipos de medida calibrados del laboratorio en las condiciones controladas que aporta una instalación de calibración.

1.4. Objetivos

En base a los antecedentes y la problemática expuestos en este capítulo, los objetivos principales de esta Tesis son los siguientes:

1. Caracterizar de manera detallada y extensa mediante técnicas de espectrometría neutrónica los campos neutrónicos de trabajo en el ATI de la CNT, en términos del espectro neutrónico y la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica, en las distintas fases que abarca la vigilancia de los contenedores (alrededor de contenedores individuales, en el interior del ATI y en el exterior del ATI).
2. Evaluar la influencia de la distribución energética de estos campos neutrónicos de trabajo en las medidas de protección radiológica realizadas en la planta, y determinar

la necesidad de aplicar correcciones de campo a las medidas realizadas con monitores neutrónicos.

3. Validar modelos Monte Carlo del contenedor y del ATI que permitan evaluar de forma detallada el efecto del diseño del contenedor y del almacén en el espectro neutrónico emitido por el combustible gastado, así como proporcionar espectro iniciales adecuados para la espectrometría.
4. Evaluar las propiedades de blindaje neutrónico y gamma de un nuevo material de blindaje desarrollado por ENSA y compararlas con las del material de blindaje que emplean actualmente, el NS4FR.

Para satisfacer estos objetivos, el LPN establece dos convenios de colaboración, gracias a los cuales se ha desarrollado esta investigación, el primero con la CNT en 2014 [25] y el segundo con ENSA en 2015 [26].

1.5. Ámbitos de aplicación

Aunque esta Tesis se centre en la evaluación del sistema de almacenamiento de combustible gastado de la CNT, la radiación neutrónica está presente a lo largo o de todo el ciclo del combustible en la industria nuclear, así como en aviación civil, militar o espacial, y aplicaciones médicas, industriales, de investigación y protección radiológica.

La problemática descrita para el almacenamiento de combustible nuclear gastado es aplicable a cualquier central nuclear que cuente con una instalación de almacenamiento de combustible gastado en seco, que tal y como se ha visto, en el caso de nuestro país son casi todas a la espera de la puesta en marcha de ATC. Por tanto, la metodología empleada para la caracterización de campos neutrónicos de trabajo mediante espectrometría Bonner y simulación Monte Carlo de contenedores e instalaciones de almacenamiento de combustible gastado puede ser de interés para cualquier otra central nuclear en la que se quieran comprobar el margen entre las condiciones de diseño y las condiciones reales del sistema de almacenamiento de combustible, especialmente en el caso de que sea necesario realizar modificaciones de diseño o re-licenciamientos del sistema de almacenamiento de combustible.

Esta metodología también se puede aplicar para comprobar de manera indirecta los cálculos de fuente neutrónica de los elementos de combustible gastado realizados mediante códigos de evolución isotópica y decaimiento, o para validar códigos de simulación para el cálculo de dosis y blindajes.

La problemática descrita para la determinación de las magnitudes operacionales de protección radiológica es aplicable a cualquier ámbito en el que esté presente la radiación neutrónica y se lleve a cabo vigilancia radiológica de trabajadores expuestos o del público. Por tanto, la metodología empleada para la caracterización de campos neutrónicos de trabajo mediante espectrometría Bonner y simulación Monte Carlo y la evaluación del efecto del campo neutrónico de trabajo en los equipos de medida para protección radiológica puede ser de interés para cualquiera de estas instalaciones.

La metodología descrita para la evaluación de materiales de blindaje neutrónico es aplicable a cualquier material de interés dosimétrico, como podrían ser hormigones o aceros, materiales comúnmente expuestos a radiación neutrónica en múltiples ámbitos, y cuya respuesta frente a la radiación neutrónica es susceptible de ser analizada.

Tal y como se ha expuesto en el capítulo 1, en esta Tesis se exploran dos vías para contribuir a mejorar la problemática del almacenamiento de combustible nuclear gastado en el caso concreto de la CNT: la caracterización metrológica de campos neutrónicos de trabajo y la evaluación de materiales de blindaje neutrónico en campos neutrónicos estandarizados. También se ha explicado brevemente la problemática relacionada con la medida de la radiación neutrónica asociada a ambas opciones, que se deriva fundamentalmente de la fuerte dependencia que presenta la interacción de la radiación neutrónica y la materia de la energía de los neutrones.

En este capítulo se presentan los fundamentos físicos para la caracterización de campos neutrónicos de trabajo y la determinación de las magnitudes operacionales de protección radiológica para la radiación neutrónica, así como para la caracterización de materiales de blindaje. Estas técnicas se van a emplear para caracterizar los campos neutrónicos del ATI de la CNT y los materiales de blindaje neutrónico para contenedores de combustible gastado proporcionados por ENSA. Por ello, se exponen también las principales características del sistema de almacenamiento de combustible gastado en seco de la central nuclear de Trillo, incluyendo el Almacén Temporal Individual, el contenedor de almacenamiento y transporte DPT y los elementos de combustible gastado. Finalmente, se recogen las principales características de los materiales de blindaje neutrónico evaluados, incluyendo el nuevo material diseñado por ENSA y los materiales comerciales NS4FR y Borotron UH050.

2.1. Campos neutrónicos de trabajo

Los campos neutrónicos están constituidos por neutrones libres que se producen como resultado de reacciones nucleares. Los neutrones no tienen carga eléctrica, por lo que tienen una gran capacidad de penetración, y su interacción con la materia se basa en reacciones nucleares con una fuerte dependencia de la energía neutrónica. Es una radiación indirectamente ionizante, ya que como resultado de estas reacciones nucleares se suelen producir partículas cargadas que sí son capaces de ionizar los átomos. En este sentido, la magnitud fundamental será la sección eficaz, σ , que representa la probabilidad de interacción de un neutrón de una determinada energía con un determinado núcleo objetivo para producir una determinada reacción [27].

La magnitud radiométrica fundamental para caracterizar los campos de radiación neutrónica es la fluencia neutrónica, ϕ , es decir, el número de neutrones que atraviesan un área determinada

[28–30], y sus principales características son la distribución energética de los neutrones, el rango de energía y la intensidad. Estas características dependerán del método de producción de la fuente de neutrones y de los materiales con los que interactúen los neutrones emitidos por la fuente.

En las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado, como el ATI de la CNT (apartado 2.5), la fuente de producción de neutrones son los propios elementos de combustible gastado. La principal fuente de neutrones son actínidos como el Pu, U, Cm, Am o Cf [31], que se producen mediante reacciones de fisión espontánea y de captura (α, n) y pueden tener energías de hasta 10 MeV [32]. Los contenedores o la propia instalación de almacenamiento modifican la distribución energética de los neutrones emitidos por el combustible gastado y por tanto el campo neutrónico en estos entornos [14].

Como resultado, la característica más significativa de los campos neutrónicos de trabajo es el amplio rango energético de los neutrones. En base a medidas realizadas durante las últimas décadas en distintas instalaciones relacionadas con la industria nuclear [33], se encuentra que en estos entornos la energía de los neutrones puede variar desde pocos meV para neutrones térmicos hasta 10 MeV para neutrones rápidos de fisión. Considerando las diferentes características que pueden tener tanto el combustible como las propias instalaciones cada campo neutrónico de trabajo será único, aunque de manera general los campos neutrónicos de trabajo en estas instalaciones tienen tres componentes: un espectro rápido de fisión desplazado a energías más bajas, una componente intermedia y una componente térmica [14].

2.2. Magnitudes operacionales de protección radiológica para neutrones

Desde el punto de vista de la protección radiológica la magnitud fundamental es el equivalente de dosis, es decir, la dosis absorbida ponderada con un factor de calidad que cuantifica los efectos biológicos de la radiación. Con el objeto de proteger frente a las radiaciones ionizantes, se define la magnitud limitadora de dosis efectiva, es decir, la dosis absorbida ponderada con unos factores que tienen en cuenta el tipo de radiación y de tejido. En el caso de los neutrones estos factores se definen en función de la energía neutrónica. En la práctica las magnitudes limitadoras no pueden medirse, por lo que se definen las magnitudes operacionales de equivalente de dosis ambiental ($H^*(d)$) y personal ($H_p(d)$), cuyo objetivo es proporcionar una estimación adecuada de la magnitud limitadora [28–30]. Los neutrones son una radiación muy penetrante, por lo que las magnitudes en las que se calibran son el equivalente de dosis ambiental y el equivalente de dosis personal a 10 mm de profundidad ($H^*(10)$ y $H_p(10)$) [12].

Estas magnitudes no son directamente medibles y además se definen para un campo de radiación mono-energético y unidireccional. Para medirlas hay que recurrir a la magnitud radiométrica de la que se derivan. En el caso de los neutrones, el equivalente de dosis ambiental y personal se podrá determinar a partir de la fluencia neutrónica, conociendo su distribución energética y angular, aplicando unos coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis ($h^*(10)$ y $h_p(10)$) [12]. Estos factores son acordados internacionalmente y se proporcionan en función de la energía neutrónica y la geometría de irradiación (Figura 2.1) [1, 34]. Tal y como se deriva de estos coeficientes, los neutrones rápidos son los que

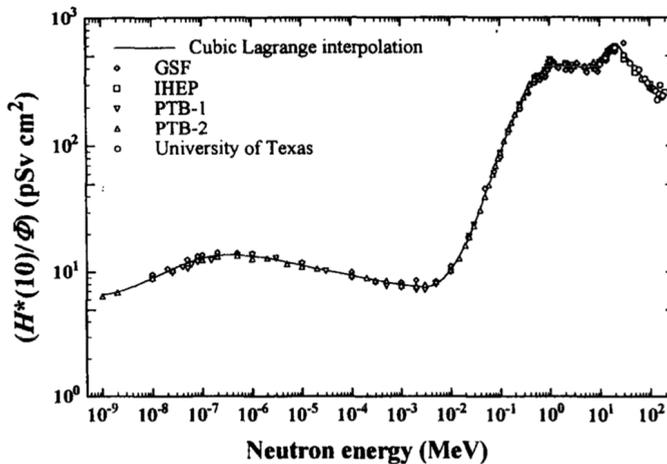


Figura 2.1.: Coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis ambiental estándar de ICRP 74 (gráfico tal como se muestra en [1]).

más contribuyen a la dosis neutrónica, por lo que, desde el punto de vista de la protección radiológica, la región más importante del espectro neutrónico es la región de energía rápida.

Para llevar a cabo la vigilancia radiológica de los trabajadores expuestos y del público, se emplean equipos de medida de la radiación neutrónica denominados dosímetros de neutrones, ya que la magnitud que miden es el equivalente de dosis ambiental o personal neutrónica. Respecto a estos equipos de medida, la magnitud fundamental es la respuesta (R), es decir, la lectura proporcionada por el equipo de la magnitud a medir respecto al valor convencionalmente verdadero de la magnitud. Por tanto, de los dosímetros de neutrones se espera que proporcionen un valor del equivalente de dosis lo más próximo posible al valor convencionalmente verdadero de esta magnitud. En este caso, el valor convencionalmente del equivalente de dosis sería el obtenido a partir de la distribución energética de la fluencia y los coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis. Por tanto, la respuesta en equivalente de dosis ideal debería ser lo más próxima posible a estos coeficientes de conversión. Consecuentemente, esta magnitud también dependerá de la energía neutrónica [12].

De cara al diseño de dosímetros de neutrones, esta dependencia energética de la respuesta de estos equipos unido al amplio rango de energía de los neutrones supone un reto. La detección de neutrones, como radiación indirectamente ionizante que es, se basa en reacciones nucleares de los neutrones con el material sensible del detector que produzcan como resultado partículas cargadas o alteraciones en el propio material sensible, y la producción de estas reacciones depende de la energía neutrónica [13]. En general, las reacciones de interés para la detección neutrónica son reacciones de captura, como (n, p) , (n, α) , y (n, f) , y de dispersión elástica [32]. Por tanto, la medida de neutrones de distintas energías requerirá distintos materiales sensibles, y el diseño de dosímetros de neutrones que puedan medir adecuadamente un amplio rango de energía es una tarea compleja, de manera que normalmente, la respuesta de los dosímetros no se ajusta a los coeficientes de conversión en todo el rango energético de interés [33] (Figura 2.2). Esto puede introducir errores significativos en la medida que dependerán de la magnitud de la diferencia entre la respuesta del instrumento y los coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis.

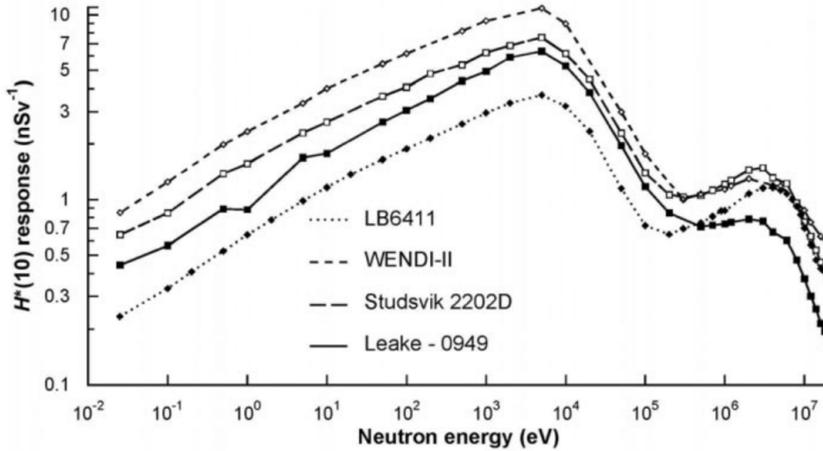


Figura 2.2.: Funciones respuesta de monitores neutrónicos normalizadas con los coeficientes de conversión (gráfico tal como se muestra en [2]).

En este sentido, la calibración de los equipos de medida neutrónica juega un papel especialmente importante para asegurar una medida correcta de las magnitudes operacionales para neutrones. La calibración normalmente se lleva a cabo en laboratorios nacionales, como es el LPN (apartado 3.2), proporcionando así trazabilidad de los equipos de medida a los patrones nacionales, siguiendo siempre las recomendaciones de la serie de normas ISO 8529. Los patrones de referencia, también conocidos como campos neutrónicos de referencia o estándar, recomendados para la calibración de instrumentos de medida neutrónica de protección radiológica son fuentes neutrónicas de radionucleidos, concretamente ^{252}Cf , ^{252}Cf moderado por agua pesada, $^{241}\text{Am-Be}$ y $^{241}\text{Am-B}$. Estos patrones están muy bien caracterizados en términos de tasa y espectro de emisión y el coeficiente de conversión de fluencia a equivalente de dosis promedio. Son patrones secundarios que están trazados a patrones nacionales primarios mediante calibraciones en las que se determina la tasa de emisión de la fuente mediante técnicas como la del baño de manganeso [20].

La calibración consiste básicamente en determinar el factor de calibración (N), que se obtiene como el ratio entre el valor convencionalmente verdadero y la indicación del instrumento de la tasa equivalente de dosis en el campo estándar de calibración. Por tanto, el factor de calibración dependerá del espectro neutrónico del campo de calibración [19, 23]. Sin embargo, la distribución energética de los campos neutrónicos de referencia empleados para la calibración pueden diferir significativamente de los campos neutrónicos de trabajo (Figura 2.3). Como la respuesta de la mayoría de los dosímetros depende de la energía y no se ajusta perfectamente a los coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis estándar, un dosímetro calibrado de manera muy precisa puede introducir un error significativo en la medida [12, 13].

En base a medidas realizadas en diferentes instalaciones nucleares europeas para determinar el coeficiente de conversión de fluencia a equivalente de dosis promedio de los campos neutrónicos de trabajo, se ha encontrado que estos coeficientes difieren significativamente entre los campos neutrónicos de trabajo y los de referencia (Figura 2.4) [35, 36]. En función de la magnitud de la diferencia entre las distribuciones energéticas de los campos de calibración

y de trabajo, y de la magnitud de la diferencia entre la respuesta del instrumento y los coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis, un dosímetro podrá subestimar o sobrestimar la medida en el campo neutrónico de trabajo hasta un 50 % [12, 13].

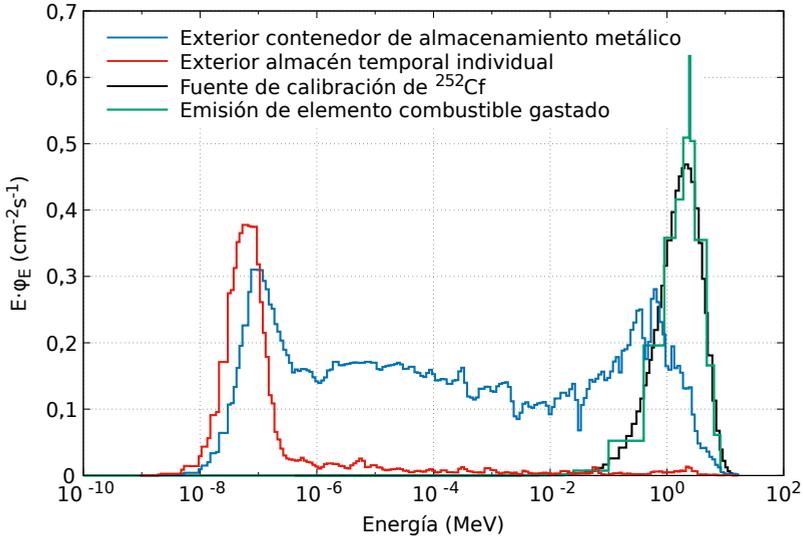


Figura 2.3.: Campos neutrónicos de referencia y de trabajo.

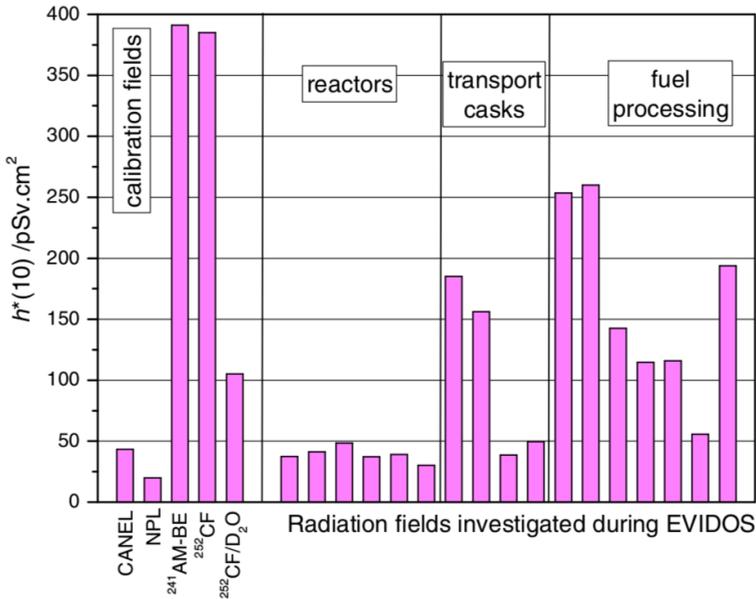


Figura 2.4.: Coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis ambiental promedio para campos neutrónicos de trabajo (gráfico tal como se muestra en [3]).

2.2.1. Caracterización de campos neutrónicos de trabajo

Dadas las limitaciones de los dosímetros de neutrones para medir adecuadamente las magnitudes operacionales de protección radiológica en todo el rango energético de interés de los campos neutrónicos de trabajo, y en función del grado de exactitud y precisión que se requiera, la calibración de los dosímetros se puede suplementar con la determinación de una corrección de campo con el objetivo de aumentar la exactitud de las medidas, aunque a costa de disminuir su precisión.

Para determinar esta corrección, básicamente hay que comparar la medida del dosímetro en el campo de trabajo con la medida de un instrumento de referencia con el que se establezca el valor convencionalmente verdadero del equivalente de dosis en ese campo. La metodología empleada en este estudio se basa en los métodos descritos en la recomendación ICRU 66 [12].

En este contexto, la caracterización del campo neutrónico de trabajo juega un papel fundamental, ya que es la que permite establecer el valor convencionalmente verdadero del equivalente de dosis en el campo neutrónico de trabajo, así como la espectrometría neutrónica, que es la técnica experimental empleada para la caracterización, y los cálculos de transporte Monte Carlo, que serán de mucha utilidad tanto para la espectrometría como para el análisis de los resultados.

Caracterizar un campo neutrónico consiste básicamente en determinar las magnitudes físicas y las magnitudes operacionales de protección radiológica características de ese campo. De las magnitudes operacionales de protección radiológica en este estudio se considera únicamente el equivalente de dosis ambiental, ya que en la vigilancia radiológica operacional para la radiación neutrónica en la CNT se realiza en términos de esta magnitud.

La magnitud física fundamental de un campo neutrónico es el espectro neutrónico, φ_E , dado que a partir de él se pueden determinar el resto de magnitudes relevantes. La fluencia neutrónica, ϕ , se obtiene mediante la integración del espectro en todo el rango energético (Ec. 2.1a), y el equivalente de dosis ambiental neutrónica, $H^*(10)$, se obtiene mediante la convolución del espectro neutrónico con los coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis ambiental estándar, h_ϕ^* (Ec. 2.1b).

$$\phi = \int \phi_E(E) dE \quad (2.1a)$$

$$H^*(10) = \int h_\phi^*(E) \phi_E(E) dE \quad (2.1b)$$

Cuando se caracterizan campos neutrónicos se suelen evaluar estas magnitudes en los tres grupos de energía típicos de los campos neutrónicos de trabajo: rápido, intermedio y térmico. Los grupos de energía considerados en este estudio para neutrones rápidos (E_f), intermedios (E_i) y térmicos (E_t) se recogen en las ecuaciones 2.2. Las componentes rápida, intermedia y térmica de la fluencia neutrónica y del equivalente de dosis neutrónica se obtendrán a partir del espectro neutrónico de manera análoga a las magnitudes totales (Ec. 2.1a y 2.1b) pero integrando únicamente en el rango energético de interés.

$$\begin{aligned} 0,1MeV < E_f \\ 0,5eV < E_i < 0,1MeV \\ E_t < 0,5eV \end{aligned} \quad (2.2)$$

En este estudio se emplea un sistema de espectrometría de esferas Bonner compuesto por 12 esferas como instrumento de referencia (apartado 3.3.1) para evaluar las medidas de monitores de área basados en moderador (apartado 3.3.2). Las lecturas de estos equipos de medida, L , será la respuesta del equipo, R , integrada en todo el espectro neutrónico (Ec. 2.3)

$$L = \int R(E)\phi_E(E)dE \quad (2.3)$$

Normalmente el espectro neutrónico y la respuesta en función de la energía de los equipos no se conoce de manera continua, sino de manera discreta en n intervalos de energía. En este estudio los espectros neutrónicos se determinan en mas de 200 intervalos de energía. Con lo que las ecuaciones 2.1 y 2.3 se pueden discretizar:

$$\phi = \sum_{i=1}^n \phi_{E,i} \quad (2.4a)$$

$$H^*(10) = \sum_{i=1}^n h_{\phi,i}^* \phi_{E,i} \quad (2.4b)$$

$$L = \sum_{i=1}^n R_i \phi_{E,i} \quad (2.4c)$$

En el caso del sistema de espectrometría de esferas Bonner, cada una de las m esferas que componen el sistema proporciona una lectura L_j en cuentas por segundo que será la respuesta de la esfera R_j integrada en todo el espectro neutrónico (Ec. 2.5a). El conjunto de medidas con todas las esferas proporcionará un sistema de ecuaciones (Ec. 2.5b) indeterminado, ya que $m \ll n$. El espectro neutrónico se obtiene resolviendo de este sistema de ecuaciones mediante un proceso de deconvolución (Ec. 2.5c) (apartado 3.3.1).

$$L_j = \sum_{i=1}^n R_{ji} \phi_i \quad i = 1, \dots, n; \quad j = 1, \dots, m \quad (2.5a)$$

$$[L_j] = [R_{ji}][\phi_i] \quad i = 1, \dots, n; \quad j = 1, \dots, m \quad (2.5b)$$

$$[\phi_i] = [R_{ji}]^{-1}[L_j] \quad i = 1, \dots, n; \quad j = 1, \dots, m \quad (2.5c)$$

A partir del espectro neutrónico medido, se podrá determinar el valor convencionalmente verdadero de la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica en el campo de trabajo, $H^*(10)_{BSS}$, aplicando la Ec. 2.4b.

2.2.2. Determinación de la corrección de campo

En el caso de los monitores, el equipo proporcionará una lectura L en tasa de equivalente de dosis ambiental que será la respuesta del monitor R integrada en todo el espectro neutrónico (Ec. 2.6a). Para obtener la tasa de equivalente de dosis ambiental medida por el monitor en el campo neutrónico de trabajo, $H^*(10)_{monitor}$, habrá que aplicar a la lectura el factor de

calibración del monitor, N , así como cualquier otro factor de corrección necesario, f_k (Ec. 2.6b).

$$L = \sum_{i=1}^n R_i \phi_{E,i} \quad (2.6a)$$

$$H^*(10) = L \cdot N \prod_k f_k \quad (2.6b)$$

Conocido el valor convencionalmente verdadero de la tasa de equivalente de dosis ambiental y la medida del monitor en el campo neutrónico, se puede obtener el factor de corrección de campo, f_c , que habría que aplicar a las medidas del monitor para tener en cuenta la diferencia en la distribución energética de los campos neutrónicos de trabajo y de calibración.

$$f_c = \frac{H^*(10)_{BSS}}{H^*(10)_{monitor}} \quad (2.7)$$

En general, en este estudio se considerará que no es necesaria la aplicación del factor de corrección de campo siempre y cuando las medidas del instrumento de referencia y el monitor sean estadísticamente compatibles considerando un factor de cobertura en las incertidumbres de las medidas de $k = 2$. Este criterio, que es puramente matemático, estará sujeto a la consideración de otros factores, como el grado de exactitud y precisión que se requiera de las medidas, ya que como se ha indicado, esta metodología mejora la exactitud pero disminuye notablemente la precisión.

2.3. Caracterización de materiales de blindaje

Los materiales de blindaje se caracterizan en términos del coeficiente de atenuación y de los espesores de semi-reducción y décimo-reducción. El coeficiente de atenuación lineal, μ , describe la fracción de radiación absorbida o dispersada por unidad de longitud de un material de blindaje. Los espesores de semi-reducción (HVL, half value layer) y décimo-reducción (TVL, tenth value layer) son los espesores de un material necesarios para reducir la intensidad de radiación que lo atraviesa a la mitad y a la décima parte respectivamente [28].

Tal y como se apuntaba en el apartado 1.2.3, el blindaje de la radiación neutrónica se fundamenta básicamente en hacer perder energía a los neutrones mediante reacciones de dispersión (moderación) hasta que alcancen el equilibrio térmico con el entorno (termalización) y puedan ser absorbidos mediante reacciones de captura (absorción) [37].

El blindaje de la radiación neutrónica es un proceso muy complejo que hace que los métodos relativamente sencillos de cálculo de blindajes para radiación gamma no sean en general aplicables a neutrones [38]. A continuación se resumen algunos de estos aspectos:

- Los neutrones pueden ser dispersados o capturados por los núcleos a través de distintas reacciones nucleares, con diferentes probabilidades para cada reacción y para cada elemento constituyente del material de blindaje.

- La mayoría de las secciones eficaces neutrónicas varían rápidamente con la energía, así que a medida que los neutrones pierden energía a través de dispersiones, las proporciones relativas de dispersión y captura no se mantienen constantes.
- La variación de las secciones eficaces puede ser violenta y errática, con fuertes picos de resonancia, y además la determinación experimental de muchas secciones eficaces es un proceso complejo.
- Los neutrones una vez termalizados se difundirán en el material hasta ser absorbidos o escapar.
- Cuando los neutrones son dispersados mediante dispersión inelástica, el núcleo resultante emite radiación gamma, contribuyendo el propio material de blindaje a la dosis.
- Cuando los neutrones son finalmente capturados, el núcleo resultante también emite radiación gamma y el material puede quedar activado.

Por ello, normalmente para el blindaje de la radiación neutrónica se emplean combinaciones de materiales [37] que, como es el caso de los materiales evaluados en este estudio (apartado 2.5.4), incluyen:

- Materiales hidrogenados para moderar y termalizar los neutrones mediante reacciones de dispersión elástica.
- Materiales que absorban los neutrones mediante reacciones de captura y que no emitan radiación gamma muy energética, como el litio o el boro.
- Materiales pesados para blindar la radiación gamma secundaria y que además moderan los neutrones mediante reacciones de dispersión elástica.

Dadas las particularidades del blindaje frente a la radiación neutrónica, la opción más habitual a la hora de determinar las propiedades de un material de blindaje neutrónico es determinar las curvas de atenuación del material y la aplicación de métodos semi-empíricos. Las curvas de atenuación del material se pueden determinar experimentalmente mediante la realización de medidas neutrónicas sobre el material de blindaje con fuentes de neutrones de la energía apropiada (apartado 3.2.2), así como mediante cálculos con códigos de transporte Monte Carlo (apartado 3.4). A continuación se resumen las características del modelo semi-empírico empleado en este estudio.

2.3.1. Modelo semi-empírico de atenuación de $\dot{H}^*(10)$

El modelo empleado en este estudio se basa en los métodos de cálculo descritos en la norma ISO 14152 [39], según los cuales la tasa de equivalente de dosis de una fuente puntual con tasa de emisión B , situada a una distancia d del punto de cálculo, a través de un blindaje de espesor x , viene dada por la Ec. 2.8, donde μ es el coeficiente de atenuación lineal y $B_u(\mu x)$ es el factor de acumulación, que tiene en cuenta la contribución de neutrones difundidos en el material de blindaje.

$$\dot{H}^*(x) = h^*(10) \frac{B}{4\pi d^2} \cdot B_u(\mu x) \cdot e^{-\mu x} \quad (2.8)$$

En las medidas de radiación neutrónica habrá que tener en cuenta no solo la contribución directa de la fuente, sino también las contribuciones de neutrones dispersos en la instalación.

De acuerdo con la norma ISO 8529-2, de estas contribuciones la más importante es la retrodispersión por las paredes, suelo y techo de la instalación, \dot{H}_R^* [19]. Para tener en cuenta esta contribución el modelo se reescribe de acuerdo a la Ec. 2.9.

$$\dot{H}^*(x) = h^*(10) \frac{B}{4\pi d^2} \cdot B_u(\mu x) \cdot e^{-\mu x} + \dot{H}_R^* \quad (2.9)$$

Esta ecuación se puede reescribir en función de la tasa de equivalente de dosis ambiental sin material de blindaje, \dot{H}_0^* , con lo que el modelo queda:

$$\dot{H}^*(x) = \dot{H}_0^* \cdot e^{-\mu x} \cdot B_u(\mu x) + \dot{H}_R^* \quad (2.10)$$

En este estudio se van a llevar a cabo medidas de $\dot{H}^*(10)$ empleando monitores de área para distintos espesores x_i del material de blindaje irradiado con fuentes estándar, es decir, se determina la curva de atenuación del material, formada por el conjunto de medidas $(x_i, H_i \pm u(H_i))$. Este conjunto de medidas se pueden ajustar numéricamente a la Ec. 2.10 para obtener un modelo de regresión de $\dot{H}^*(10)$ en función del espesor de blindaje. En este estudio se emplea el método de ajuste por mínimos cuadrados ponderados [40], siendo los factores de ponderación el inverso de la varianza de las tasas de equivalente de dosis ambiental medidas o calculadas, $u^2(H_i)$. Las incertidumbres de los parámetros del modelo se calculan mediante Monte Carlo.

En principio este modelo tiene cuatro parámetros: μ , \dot{H}_0^* , \dot{H}_R^* y $B_u(\mu x)$, respecto a los que se han que tener en cuenta las siguientes consideraciones:

1. **Factor de acumulación ($B_u(\mu x)$):** En principio el factor de acumulación dependerá del espesor y del coeficiente de atenuación de material, pero en este estudio se considera que el factor de acumulación es una constante [39], concretamente $B_u = 1$. Esta hipótesis se ha verificado para los materiales y espesores evaluados ajustando numéricamente las curvas de atenuación calculadas y medidas a un modelo con factor de acumulación con diferentes relaciones funcionales del tipo $C_1 + C_2 \cdot B_u$. En estos ajustes se ha comprobado que los factores de acumulación resultantes son prácticamente igual a la unidad y que los errores en los parámetros derivados del modelo son inaceptablemente grandes. Por tanto, en este estudio se emplea un modelo con decaimiento exponencial puro (Ec. 2.11).

$$\dot{H}^*(x) = \dot{H}_0^* \cdot e^{-\mu x} + \dot{H}_R^* \quad (2.11)$$

2. **Tasa de equivalente de dosis ambiental retro-dispersa (\dot{H}_R^*):** En el caso de radiación gamma este parámetro será nulo, ya que tal y como se describe en el apartado 3.2.2, la fuente gamma de ^{137}Cs se emplea dentro de su blindaje-irradiador portátil que colima los fotones emitidos, enfocándolos sobre el material de blindaje y el monitor y por tanto no existe esta componente retrodispersa. En el caso de radiación neutrónica la fuente de ^{252}Cf no está colimada si no que emite de manera más o menos isotrópica, por lo que en la medida registrada por el monitor se incluye tanto la componente procedente directamente de la fuente como la componente retro-dispersa por la instalación. Este parámetro será una constante propia de la instalación de calibración [19] que se puede obtener mediante las medidas realizadas mediante la técnica de los conos de sombra, tal y como se describe en el apartado 3.5.6.

3. **Tasa de equivalente de dosis ambiental sin material (\dot{H}_0^*):** Este parámetro también será una constante que se puede obtener mediante medidas o cálculos sin interponer el material de blindaje entre la fuente y el monitor, tal y como se describe en los apartados 3.5.6 y 3.5.7.

El modelo descrito en la Ec. 2.11 se puede reescribir:

$$\dot{H}^*(x) = \dot{H}_0^* (e^{-\mu x} + F_R) \quad (2.12)$$

donde $F_R = \dot{H}_R^*/\dot{H}_0^*$. Gracias a las consideraciones expuestas se reduce el número de parámetros del modelo a tres para radiación neutrónica (μ , \dot{H}_0^* y F_R) y a dos para radiación gamma (μ y \dot{H}_0^*). Además, dado que \dot{H}_0^* y F_R se pueden conocer experimentalmente, en el modelo se limitan los posibles valores de estos parámetros al intervalo determinado por la incertidumbre expandida obtenida en las medidas, es decir $[\dot{H}_0^* - 2u(\dot{H}_0^*), \dot{H}_0^* + 2u(\dot{H}_0^*)]$ y $[F_R - 2u(F_R), F_R + 2u(F_R)]$.

2.3.2. Coeficiente de atenuación y espesores de reducción

Una vez establecido el modelo de regresión, el coeficiente de atenuación lineal, μ , se obtiene directamente como uno de los parámetros de este modelo. Los espesores de semi-reducción, $x_{1/2}$, y décimo-reducción, $x_{1/10}$, se pueden calcular a partir del modelo con decaimiento exponencial puro (Ec. 2.11), en función del coeficiente de atenuación lineal:

$$x_{1/2} = -\frac{1}{\mu} \ln \left(\frac{\dot{H}^*(x_{1/2}) - \dot{H}_R^*}{\dot{H}_0^*} \right) = -\frac{1}{\mu} \ln \left(\frac{1}{2} \right) \quad (2.13a)$$

$$x_{1/10} = -\frac{1}{\mu} \ln \left(\frac{\dot{H}^*(x_{1/10}) - \dot{H}_R^*}{\dot{H}_0^*} \right) = -\frac{1}{\mu} \ln \left(\frac{1}{10} \right) \quad (2.13b)$$

2.4. Incertidumbres requeridas y alcanzables

En metrología, la precisión requerida para una medida depende mucho de la aplicación, y para medidas de protección radiológica frente a radiación neutrónica son aceptables valores relativamente altos de incertidumbre en comparación con otras áreas de la metrología, como reflejo de la dificultad que supone la medición de las magnitudes operacionales para la radiación neutrónica. La Comisión Europea para protección radiológica recomienda que la incertidumbre para valores de dosis cercanos a 1 mSv de las magnitudes operacionales en campos de trabajo neutrónicos sea inferior al 50 %, y que la incertidumbre para valores de dosis anuales reportados cercanos al límite de dosis sea inferior al 20 % [15].

En una medición existen numerosas fuentes que contribuyen a la incertidumbre de la medida, cuya evaluación ha de realizarse siempre de acuerdo a las recomendaciones de la GUM [41]. Normalmente la medida de una magnitud no se obtiene directamente como la indicación de un instrumento, sino que habrá que aplicar una serie de factores de corrección que darán como resultado el valor medido de la magnitud. Tal es el caso de la determinación de la magnitud operacional del equivalente de dosis a partir de la indicación de un dosímetro neutrónico, a la que normalmente habrá que aplicar, al menos, el factor de calibración del instrumento.

La incertidumbre debida a la lectura del instrumento es una incertidumbre de tipo A o estadística que, siempre que las condiciones de medida en el campo de trabajo lo permitan, se pueden reducir a valores bajos cercanos al 1 % mediante la realización de medidas repetidas o mediante tiempos de conteo largos.

Respecto a la calibración de instrumentos de medida neutrónica para protección radiológica [19], la tasa de emisión de las fuentes de radionucleidos de referencia se puede determinar en laboratorios nacionales primarios con incertidumbres del orden del 1 % - 2 %. Los coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis promedio se considera por convención que tienen incertidumbres del 1 % para fuentes de ^{252}Cf y del 4 % para el resto de fuentes. La corrección por retro-dispersión en la instalación de calibración puede tener incertidumbres de entre el 3 % y el 15 % en función del método elegido para su determinación, pero su contribución a la incertidumbre final es también pequeña, al igual que la de otros factores de corrección aplicables. Así, con patrones caracterizados de manera precisa y técnicas de calibración bien establecidas que minimizan la pérdida de precisión, los factores de calibración pueden obtenerse con incertidumbres del orden del 5 %, que son adecuadas para medidas de protección radiológica [13].

La introducción de una corrección de campo en las medidas con monitores neutrónicos supone incrementar la exactitud de la medida a costa de aumentar la incertidumbre de la misma, ya que en general las medidas de tasa de equivalente de dosis ambiental mediante espectrometría Bonner, a partir de las cuales se calcula el factor de corrección, serán más exactas que las medidas con monitores pero tendrán incertidumbres mayores.

2.5. Almacenamiento de combustible gastado en CNT

Para el almacenamiento de los elementos combustible gastado producido y que ya no tiene cabida en la piscina de combustible, la CNT cuenta con un ATI en el que se almacenan contenedores tipo DPT de almacenamiento y transporte en seco diseñados por ENSA. A partir de 2016 la CNT comenzará a usar los nuevos contenedores ENUN 32P también diseñados por ENSA para aumentar la capacidad de almacenamiento del ATI. En los contenedores DPT se emplea el material comercial de blindaje neutrónico NS4FR, que ENSA quiere sustituir en los nuevos contenedores ENUN 32P por un nuevo material de diseño propio, basado en el material comercial Borotron UH050, para simplificar la fabricación del nuevo contenedor.

2.5.1. Almacén Temporal Individual

Este apartado no se reproduce por motivos de confidencialidad.

2.5.2. Contenedor DPT

Este apartado no se reproduce por motivos de confidencialidad.

2.5.3. Combustible gastado

Este apartado no se reproduce por motivos de confidencialidad.

2.5.4. Materiales de blindaje neutrónico

En los contenedores DPT diseñados por ENSA para el combustible gastado de la CNT se emplea como blindaje neutrónico el material comercial NS4FR. A partir de 2016 la CNT comenzará a usar los nuevos contenedores ENUN 32P, también diseñados por ENSA, para aumentar la capacidad de almacenamiento del ATI. Con el objeto de simplificar la fabricación del contenedor, cuyo diseño también incluye el material NS4FR, ENSA está analizando la posibilidad de sustituir este material por uno nuevo de diseño propio, basado en el material también comercial y patentado Borotron UH050. A continuación se resumen los componentes de estos tres materiales (Figura 2.5):

- **NS4FR (NS)**: resina epoxi con carburo de boro (B_4C) y alúmina (Al_2O_3).
- **Borotron UH050 (BO)**: polietileno borado de alta densidad con óxido de boro (B_2O_3).
- **Borotron modificado (BA)**: Borotron UH050 con 40 % en peso de hidróxido de aluminio ($Al(OH)_3$).

Tal y como se apuntaba en el apartado 2.3, las principales características respecto a las propiedades de blindaje de estos materiales son:

- **Contenido en hidrógeno**: todos ellos son materiales hidrogenados y por tanto buenos moderadores de neutrones, aunque se produce radiación gamma secundaria.
- **Absorbentes neutrónicos**: todos ellos incorporan boro, dado que es absorbente de neutrones térmicos, con lo que se reduce la producción de radiación gamma secundaria.
- **Densidad**: el NS4FR y el Borotron modificado incorporan además aluminio, que aumenta la densidad del material y por tanto mejora el blindaje frente a radiación gamma.

Para la evaluación de las propiedades de blindaje de estos tres materiales, ENSA ha proporcionado muestras de todos ellos en forma de placas rectangulares de $15 \times 15 \text{ cm}^2$ de sección y distintos espesores, concretamente, dos placas de 1 cm de espesor, dos placas de 2 cm y una placa de 2,5 cm, de manera que se podrán realizar medidas con espesores entre 1 cm y 8,5 cm. La composición de los materiales proporcionada por ENSA [44, 45] se recoge en la Tabla 2.1.

	Borotron UH050	Borotron aluminio	NS4FR	Borotron UH050	Borotron aluminio	NS4FR
	Porcentaje en peso (%)			Densidad atómica (at/b-cm)		
H	11,79	7,59	6,01	0,07253	0,06166	0,05960
B10	1,11	1,03	0,09	0,00069	0,00084	0,00009
B11	4,48	4,57	0,38	0,00252	0,00340	0,00035
C	70,21	35,96	27,69	0,03626	0,02452	0,02305
N			1,99			0,00142
O	12,41	37,02	42,51	0,00481	0,01896	0,02657
Al		13,84	21,33		0,00420	0,00790
	Densidad másica (g/cm ³)			Densidad atómica (at/b-cm)		
ρ	1,03	1,36	1,63	0,11682	0,11357	0,11897

Tabla 2.1.: Densidad y composición de los materiales evaluados.



(a) Borotron UH050.

(b) Borotron + Al(OH)₃.

(c) NS4FR.

Figura 2.5.: Materiales de blindaje neutrónico evaluados.

3

Materiales y metodología

El alcance de la Tesis, que se deriva de los objetivos expuestos en el capítulo 1 y que se desarrolla en base a los fundamentos expuestos en el capítulo 2, supone una caracterización completa desde el punto de vista de la radiación neutrónica de una instalación de almacenamiento de combustible gastado en seco: desde el nivel más exterior, en este caso la propia instalación de almacenamiento, pasando por los contenedores que albergan el combustible gastado y que se almacenan en la instalación, y hasta el material de blindaje neutrónico empleado en el interior de los contenedores. Además, se evalúa el nuevo diseño de un material de blindaje neutrónico que potencialmente pueda sustituir al material actual. De esta manera, el alcance de la Tesis se divide básicamente en tres fases:

1. Caracterización del campo neutrónico de trabajo alrededor de contenedores individuales de almacenamiento y transporte de combustible gastado DPT empleados en la CNT.
2. Caracterización del campo neutrónico de trabajo en el interior y el exterior del ATI de combustible gastado de la CNT.
3. Evaluación de las propiedades de blindaje neutrónico y gamma del material de blindaje neutrónico empleado en los contenedores DPT y evaluación de un nuevo material de blindaje neutrónico para su uso en los contenedores de combustible gastado fabricados por ENSA.

En cada una de estas fases se llevan a cabo una serie de experimentos en los que se combinan medidas de dosimetría con distintos monitores de área neutrónicos y gamma, medidas de espectrometría neutrónica con el sistema de espectrometría de esferas Bonner (BSS) del CIEMAT y simulación Monte Carlo con distintos códigos de simulación. El desarrollo de la metodología para llevar a cabo estos experimentos supone la implementación de una serie de herramientas, como procedimientos de medida en campo, procesos de cálculo y procedimientos de laboratorio, que se pueden aplicar para el diseño y evaluación de otras instalaciones de almacenamiento de combustible gastado.

En este capítulo se presenta la metodología general y los objetivos concretos de cada una de las tres fases en las que se divide el alcance de la Tesis. A continuación, se presentan los materiales empleados para el desarrollo de la Tesis, incluyendo la sala de irradiación del Laboratorio de Patrones Neutrónicos, los equipos de medida y los códigos de simulación. Finalmente, se presenta la metodología detallada de medidas y cálculos empleada para la caracterización del contenedor DPT, del ATI y de los materiales de blindaje.

3.1. Metodología general

3.1.1. Caracterización del campo neutrónico alrededor del contenedor DPT

El principal objetivo de este estudio es la caracterización del campo neutrónico de trabajo alrededor de contenedores individuales de almacenamiento y transporte de combustible gastado DPT empleados en la CNT.

Para ello se llevan a cabo una serie de experimentos en el ATI de la CNT, en los que se combinan medidas de dosimetría neutrónica, medidas de espectrometría neutrónica y simulación Monte Carlo alrededor de los contenedores DPT27 y DPT28 individualmente. Las medidas se llevan a cabo en dos campañas de medida aprovechando la carga y traslado desde contención hasta el ATI de los contenedores DPT27 (entre el 7 y el 12 de noviembre de 2014) y DPT 28 (entre el 24 y el 28 de noviembre de 2014). Los contenedores se sitúan provisionalmente en una posición de relativo aislamiento del resto de contenedores ya almacenados en el ATI, concretamente en dos localizaciones distintas: en la posición 61 de la zona de almacén del ATI y en la zona de descarga del ATI.

A continuación se describe un resumen de las medidas y cálculos realizados, para más detalle ver apartados 3.5.1, 3.5.2, 3.5.3, 3.6.1, 3.6.2, 3.6.3 y 3.6.4:

1. **Medidas de espectrometría neutrónica:** Se determina el espectro neutrónico a distintas alturas en la superficie lateral del contenedor, en la tapa y en la base con el BSS de CIEMAT. Como espectro inicial se emplea el obtenido a partir de las simulaciones detalladas Monte Carlo del contenedor.
2. **Medidas de dosimetría neutrónica:** Se determina la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica alrededor de los contenedores con monitores neutrónicos de área, el Berthold LB6411 y el Studsvik Digipig 2222 para obtener:
 - Perfiles angulares alrededor de la superficie lateral del contenedor.
 - Perfil axial a lo largo de la superficie lateral del contenedor.
 - Valores en la tapa y la base del contenedor.

Estas medidas incluyen las posiciones medidas mediante espectrometría neutrónica. A las medidas de los monitores de área se les deberá aplicar la corrección por la calibración de los monitores y, en caso necesario, la corrección de campo derivada del espectro neutrónico. Adicionalmente se realizan medidas en contención previamente al traslado del contenedor al ATI con el objetivo de evaluar el efecto de las distintas metodologías de medida que se pueden emplear con los monitores neutrónicos (apartado 3.3.2).

3. **Cálculos de transporte Monte Carlo:** Las medidas realizadas de espectrometría neutrónica se reproducen mediante simulación Monte Carlo empleando el módulo MAVRIC del paquete de códigos SCALE 6.1 y las librerías de secciones eficaces ENDF/B-VII. El término fuente neutrónico de los elementos de combustible gastado almacenado en los contenedores es proporcionado por la CNT, calculado mediante el módulo ORIGEN del paquete de códigos SCALE 6.1 considerando las especificaciones de los elementos de combustible gastado realistas y actualizadas a la fecha de medida (apartado 2.5.3).

En la Figura 3.1 se muestra un esquema de la metodología empleada. La primera parte de la metodología consiste en una validación cruzada de las tres técnicas empleadas (medidas de espectrometría y dosimetría y cálculos Monte Carlo) en las posiciones de medida en las que se realiza espectrometría neutrónica. Esta metodología, que corresponde a los bloques blancos y grises de la Figura, se basa en la determinación de las magnitudes operacionales de protección radiológica en campos neutrónicos de trabajo descrita en el apartado 2.2, y se desarrolla tal y como se indica a continuación:

1. Se implementan modelos Monte Carlo detallados para reproducir de las medidas espectrometría y obtener espectros iniciales adecuados para la deconvolución.
2. Se determina el espectro neutrónico del campo de trabajo mediante las medidas de espectrometría y los espectros iniciales calculados, así como las magnitudes integrales derivadas del espectro, la tasa de fluencia neutrónica y tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica.
3. Se validan las medidas los monitores neutrónicos comparando la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica de las medidas de espectrometría y dosimetría. En caso necesario se aplicarán factores de campo a las medidas de los monitores.
4. Se validan las simulaciones Monte Carlo comparando los espectros neutrónicos calculados con los medidos en la espectrometría y las tasas de equivalente de dosis ambiental neutrónica calculadas con las medidas de espectrometría y dosimetría.

De esta manera se cumplen los siguientes objetivos:

1. Caracterizar el campo neutrónico de trabajo alrededor de los contenedores de almacenamiento y transporte DPT empleados en la CNT en términos del espectro neutrónico en base a las medidas de espectrometría neutrónica.
2. Evaluar la influencia de la distribución energética de estos campos neutrónicos de trabajo en las medidas de protección radiológica alrededor de los contenedores y determinar la necesidad de aplicar correcciones de campo a las medidas realizadas con monitores neutrónicos.
3. Evaluar la influencia del espectro inicial calculado mediante Monte Carlo en la deconvolución de las medidas de espectrometría.
4. Implementar y validar un modelo Monte Carlo del contenedor que sirva como herramienta complementaria para la espectrometría Bonner y para el análisis de los resultados.

La segunda parte de la metodología, que corresponde a los bloques sombreados en rojo de la Figura 3.1, consiste en emplear estas técnicas validadas entre sí para:

1. Extender la caracterización del campo neutrónico de trabajo alrededor de los contenedores en términos del equivalente de dosis ambiental neutrónica mediante las medidas de dosimetría neutrónica en más posiciones de medida (perfiles angulares y axiales).
2. Evaluar el efecto del diseño del contenedor en el espectro neutrónico emitido por el combustible gastado, en base a las medidas de espectrometría neutrónica, y en la correspondiente tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica en el exterior del contenedor, en base a las medidas de dosimetría neutrónica, empleando empleando si es necesario la simulación Monte Carlo como herramienta auxiliar para analizar los resultados de las medidas.

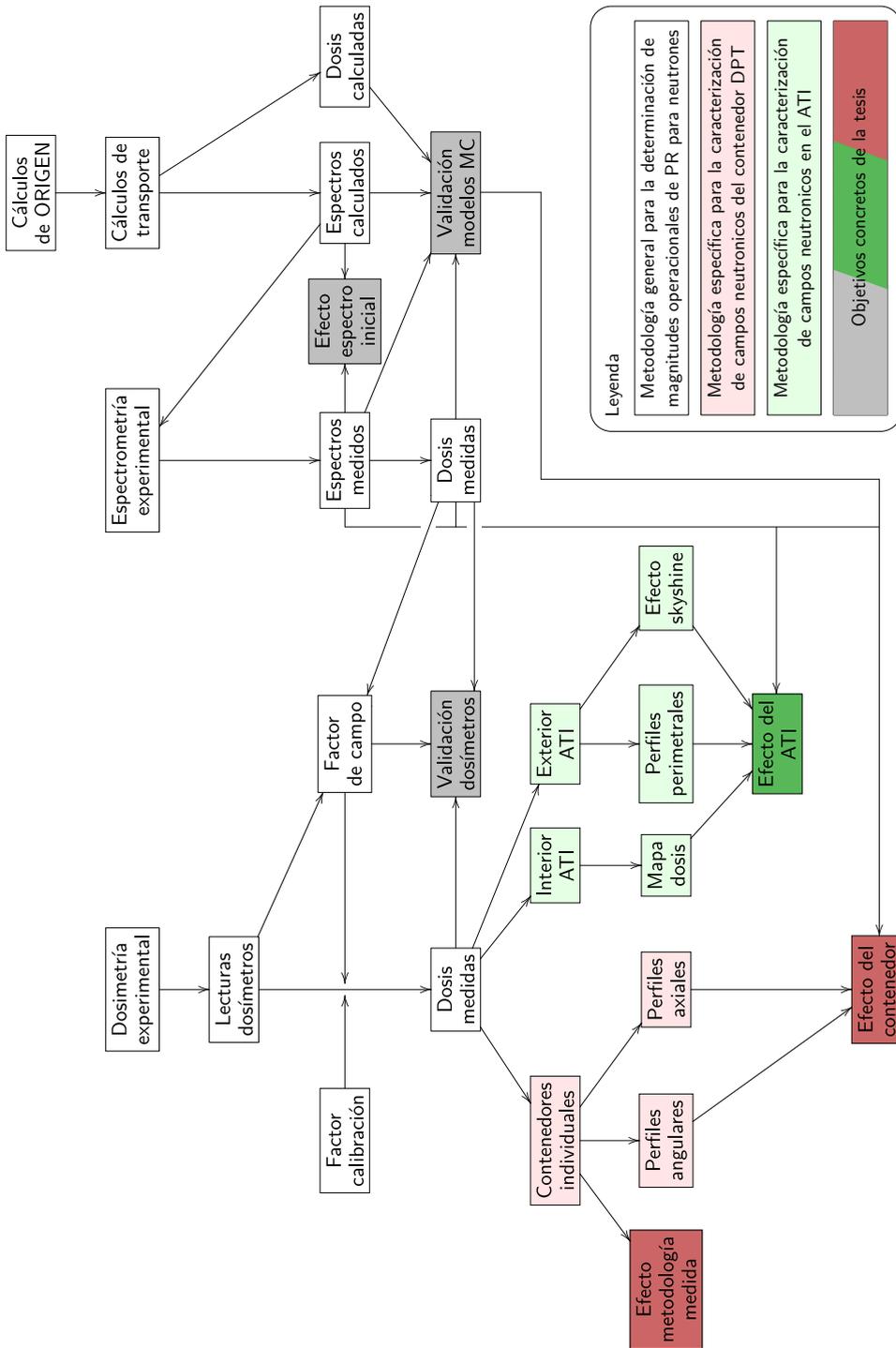


Figura 3.1.: Metodología general para la caracterización de campos neutrónicos alrededor del contenedor DPT y en el ATI de la CNT.

3. Evaluar la correlación entre la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica medida con la distribución de los elementos combustibles en el interior de los contenedores, concretamente con la tasa de emisión neutrónica calculada para cada elemento combustible a partir de los resultados de ORIGEN.
4. Evaluar el efecto de las diferentes metodologías de medida que se pueden emplear con los monitores neutrónicos.

3.1.2. Caracterización del campo neutrónico en el ATI de la CNT

El principal objetivo de este estudio es la caracterización del campo neutrónico de trabajo en el interior y el exterior del ATI de combustible gastado de la CNT.

Para ello se llevan a cabo una serie de experimentos en el interior y en el exterior del ATI de la CNT, en los que se combinan medidas de dosimetría neutrónica, medidas de espectrometría neutrónica y simulación Monte Carlo. Las medidas se llevan a cabo en una campaña de medida entre el 10 y el 13 de febrero de 2015 una vez finalizada la carga y traslado al ATI de los contenedores DPT27 y DPT28, situándose los 28 contenedores en sus posiciones de almacenamiento en la zona de almacén del ATI.

A continuación se describe un resumen de las medidas y cálculos realizados, para más detalle ver apartados 3.5.4, 3.5.5, 3.6.1, 3.6.2, 3.6.3 y 3.6.4:

1. **Medidas de espectrometría neutrónica:** Se determina el espectro neutrónico en cuatro posiciones, dos en el interior del ATI y dos en el exterior, con el BSS de CIEMAT. Como espectro inicial se emplea el obtenido a partir de las simulaciones detalladas Monte Carlo del ATI.
2. **Medidas de dosimetría neutrónica:** Se determina la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica en el interior y el exterior del ATI con el monitor neutrónico de área Berthold LB6411 para obtener:
 - Mapa de dosis en el interior del ATI.
 - Perfil perimetral de dosis en el exterior del ATI.
 - Perfil de dosis en función de la distancia para determinar el efecto *skyshine* en el exterior del ATI.

Estas medidas incluyen las posiciones medidas mediante espectrometría neutrónica. A las medidas de los monitores de área se les deberá aplicar la corrección por la calibración de los monitores y, en caso necesario, la corrección de campo derivada del espectro neutrónico (apartado 3.3.2).

3. **Cálculos de transporte Monte Carlo:** Las medidas realizadas de espectrometría neutrónica se reproducen mediante simulación Monte Carlo empleando el módulo MAVRIC del paquete de códigos SCALE 6.1 y las librerías de secciones eficaces ENDF/B-VII. El término fuente neutrónico de los elementos de combustible gastado almacenado en los contenedores es proporcionado por la CNT, calculado mediante el módulo ORIGEN del paquete de códigos SCALE 6.1 considerando las especificaciones de los elementos de combustible gastado realistas y actualizadas a la fecha de medida (apartado 2.5.3).

En la Figura 3.1 se muestra un esquema de la metodología empleada. La primera parte de la metodología para caracterizar los campos neutrónicos en el interior y el exterior del ATI es común con la descrita para la caracterización del campo neutrónico de trabajo alrededor de contenedores individuales en el apartado anterior (bloques blancos y grises de la Figura 3.1). La segunda parte de la metodología, que corresponde a los bloques sombreados en verde de la Figura 3.1, consiste en:

1. Extender la caracterización del campo neutrónico de trabajo en el interior y el exterior del ATI en términos del equivalente de dosis ambiental neutrónica mediante las medidas de dosimetría neutrónica en más posiciones de medida (mapa de dosis interior y perfiles de dosis exteriores).
2. Evaluar el efecto de los contenedores almacenados y del propio ATI en el espectro neutrónico emitido por el combustible gastado, en base a las medidas de espectrometría neutrónica, y en la correspondiente tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica en el interior y el exterior del ATI, en base a las medidas de dosimetría neutrónica, empleando si es necesario la simulación Monte Carlo como herramienta auxiliar para analizar los resultados de las medidas.
3. Evaluar la correlación entre la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica medida con la distribución de los contenedores en el interior del ATI, concretamente con la tasa de emisión neutrónica calculada para cada contenedor a partir de los resultados de ORIGEN.
4. Evaluar el margen de tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica respecto al nivel de referencia para zona de libre acceso en el exterior del ATI.

3.1.3. Evaluación de materiales de blindaje neutrónico

Los principales objetivos de este estudio son:

1. Evaluar las propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica y gamma de tres materiales de blindaje neutrónico (el empleado actualmente en el contenedor, un nuevo material diseñado por ENSA y el material en el que se basa el nuevo diseño) en términos de los espesores de semi-reducción y décimo-reducción de tasa de equivalente de dosis ambiental.
2. Evaluar si el nuevo material diseñado por ENSA iguala las propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica y gamma del material usado actualmente en el contenedor DPT.

Para ello se llevan a cabo una serie de experimentos en el LPN del CIEMAT, en los que se combinan medidas de dosimetría neutrónica y gamma, medidas de espectrometría neutrónica y simulación Monte Carlo. A continuación se describe un resumen de las medidas y cálculos realizados, para más detalle ver apartados 3.5.6, 3.5.7 y 3.6.5:

1. **Medidas de espectrometría neutrónica:** Se irradia el espesor máximo de cada uno de los materiales con una fuente neutrónica de ^{252}Cf y se mide el espectro neutrónico resultante tras la atenuación de los materiales con el BSS de CIEMAT. Como espectro inicial se emplea el obtenido a partir de las simulaciones detalladas Monte Carlo de las irradiaciones.

2. **Medidas de dosimetría neutrónica y gamma:** Se irradian distintos espesores de cada uno de los materiales con dos fuentes calibradas, una neutrónica de ^{252}Cf y otra gamma de ^{137}Cs (apartado 3.2.2) y se mide la tasa de equivalente de dosis ambiental resultante tras la atenuación con monitores de área, el monitor neutrónico Berthold LB6411 y el monitor gamma Atomtex AT1123. Estas medidas incluyen el espesor máximo medido mediante espectrometría neutrónica, y sirven para determinar las curvas de atenuación de dosis de los materiales.

Las medidas de los monitores de área deberán ser corregidas por distintos efectos, como la calibración de los monitores y el decaimiento de la fuente, esto último para hacer comparables las medidas realizadas en fechas distintas. Además, en el caso de la radiación neutrónica, deberán tenerse en cuenta otros efectos, como la radiación retro-dispersa por la instalación en la que se realizan las medidas, la estabilidad del monitor y la diferencia entre el campo de calibración del monitor y la corrección de campo derivada del espectro neutrónico (apartado 3.3.2).

3. **Cálculos de transporte Monte Carlo:** Las medidas realizadas tanto de espectrometría neutrónica como de dosimetría neutrónica y gamma se reproducen mediante simulación Monte Carlo empleando el código MCNPX 2.7.e y las librerías de secciones eficaces ENDF/B-VII.

En la Figura 3.2 se muestra un esquema de la metodología empleada. La primera parte de la metodología para caracterizar el campo neutrónico resultante tras la atenuación de los materiales es similar a la descrita para la caracterización del campo neutrónico de trabajo descrita en los dos apartados anteriores y lógicamente se aplica únicamente a la radiación neutrónica (bloques sombreados en gris de la Figura 3.2).

La segunda parte de la metodología consiste en la determinación las propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica y gamma de los tres materiales de blindaje neutrónico (apartado 2.3):

- Las medidas de dosimetría neutrónica y gamma y los correspondientes cálculos Monte Carlo permiten determinar las curvas de atenuación de tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica y gamma medidas y calculadas de los distintos materiales en función del espesor.
- Tal y como se describe en el apartado 2.3, estas curvas de atenuación medidas y calculadas se ajustan numéricamente a un modelo teórico de decaimiento exponencial mediante mínimos cuadrado ponderados, y a partir del modelo semi-empírico obtenido se determinan los coeficientes de atenuación y los espesores de semi-reducción y de décimo-reducción característicos para cada uno de los materiales.
- Se validan los modelos Monte Carlo de los materiales mediante la comparación de los resultados de cálculos y medidas para las curvas de atenuación, los coeficientes de atenuación y los espesores de semi y décimo-reducción.

A partir de estos resultados se podrá evaluar si el nuevo material diseñado por ENSA iguala las propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica y gamma del material usado actualmente en el contenedor DPT.

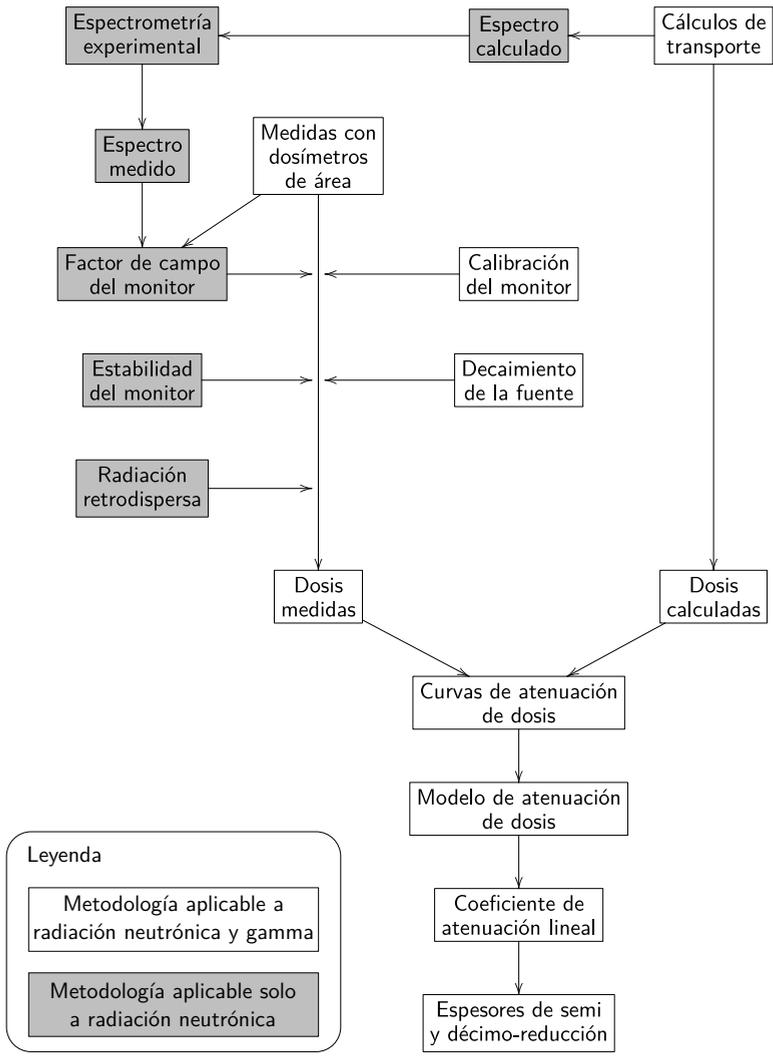


Figura 3.2.: Metodología general para la determinación de las propiedades de blindaje de los materiales.

3.2. Laboratorio de Patrones Neutrónicos

El LPN [46] cuenta con una sala de irradiación tipo búnker diseñada de acuerdo a las especificaciones de la norma ISO 8529-2 [19] para laboratorios de calibración de instrumentos de medida neutrónica. Actualmente, el LPN cuenta con dos fuentes de calibración neutrónica de ^{252}Cf y $^{241}\text{Am-Be}$ y una fuente de verificación gamma de ^{137}Cs . Para la irradiación de los materiales de blindaje neutrónico a evaluar se emplean la fuente de calibración neutrónica de ^{252}Cf y la fuente de verificación gamma de ^{137}Cs .

3.2.1. Sala de irradiación

La sala de irradiación (Figura 3.3a) tiene unas dimensiones de $9 \times 7,5 \times 8$ m y muros de hormigón de 125 cm de espesor. La puerta de acceso es una puerta blindada que se desplaza longitudinalmente por carriles y que está constituida por bloques de CONTEK–RNH1[®], un hormigón especial para blindaje neutrónico. Dispone del equipamiento necesario específico para el manejo remoto y manual de las fuentes, una bancada de irradiación, dispositivos para el almacenamiento de fuentes radiactivas, un sistema de enclavamientos de seguridad, equipos de detección de intrusión, de detección de incendios y equipos de vigilancia radiológica.

Bancada de irradiación

Se trata de una estructura fija de acero estructural situada a 2,5 m de altura a la que se accede por una escalera lateral (Figura 3.3a). Cuenta con un eje longitudinal con un recorrido de 3 m, por el que se desplazan dos ejes transversales sobre los que se sitúan soportes adaptables o mesas para el posicionamiento de detectores, materiales a irradiar o elementos auxiliares para conseguir la geometría de irradiación deseada. Una de las mesas se maneja de forma automatizada y remota, mientras que la otra se maneja manualmente. Para el alineamiento vertical y horizontal de los equipos y elementos situados en la bancada se dispone de dos láseres situados en las paredes del búnker cuya intersección marca la posición de irradiación de las fuentes neutrónicas de calibración, aproximadamente en el centro geométrico del búnker.

Almacenamiento y manipulación de las fuentes de calibración

Las fuentes de calibración neutrónicas (Figura 3.3b) se almacenan en una piscina (Figura 3.3c) y se manipulan de manera remota desde la sala de control de la instalación (Figura 3.3d). La piscina de almacenamiento es de hormigón forrado de polietileno, está situada aproximadamente en el centro del búnker y tiene 150 cm de largo, 100 cm de ancho y 110 cm de profundidad mínima. Cuenta con una tapa de hormigón que desliza sobre raíles.

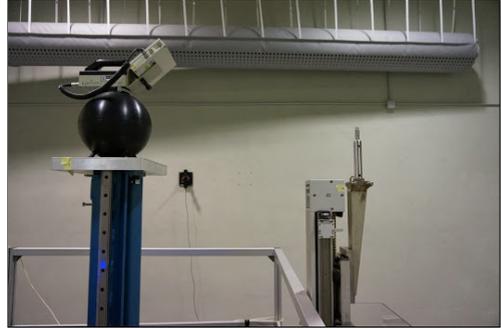
En el fondo se encuentra el almacén propiamente dicho, que es una plancha metálica con 12 posiciones alineadas para alojar las fuentes neutrónicas dentro de sus porta-cápsulas, siempre cubiertas por una capa de agua de espesor mínimo de 85 cm. Las paredes de hormigón de la piscina están recubiertas por una camisa de polietileno.

El sistema de manipulación (Figura 3.3a) remota está constituido por:

- Manipulador o robot cartesiano: Se trata de un robot con movimiento en tres ejes que consta de un brazo y una garra o pinza de agarre de las fuentes en el extremo. Su función es extraer la fuente de su posición de almacenamiento en el almacén de fuentes y depositarla en la posición de lanzamiento de la lanzadera, con la fuente sumergida bajo agua en todo momento.
- Lanzadera: Se trata de una estructura vertical de aluminio unida a la bancada que consta de dos guías y un carro. Su función es llevar, mediante la acción de un motor, la fuente de calibración desde la posición de lanzamiento en el fondo de la piscina hasta la posición de irradiación a 4 m de altura sobre el suelo, todo ello en el menor tiempo posible.



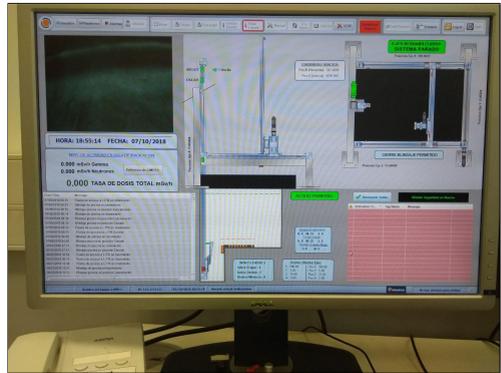
(a) Sala de irradiación.



(b) Fuente de ^{252}Cf en posición de irradiación.



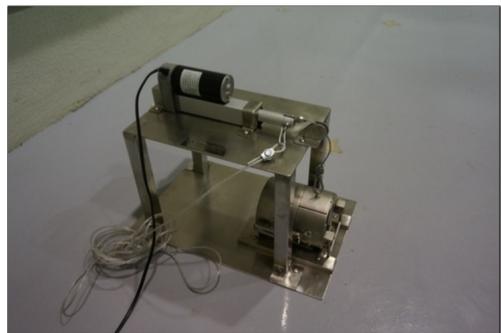
(c) Almacén de fuentes neutrónicas.



(d) Programa de control.



(e) Almacén fuente gamma de verificación.



(f) Irradiador fuente gamma de verificación.

Figura 3.3.: Laboratorio de Patrones Neutrónicos.

Almacenamiento y manipulación de la fuente de verificación de Cs-137

La fuente de verificación de ^{137}Cs se almacena en un blindaje portátil especialmente diseñado para el manejo remoto de la fuente, que consta de un blindaje exterior de almacenamiento y consta a su vez de un blindaje interior y de un sistema de actuación lineal.

El blindaje exterior de almacenamiento (Figura 3.3e) es un cilindro de plomo con tapa de 20 cm de altura y 27 cm de diámetro exterior con 6 cm de espesor. El blindaje interior que constituye el contenedor portátil que contiene la fuente (Figura 3.3f) es un cilindro de plomo de 12,5 cm de altura y 10,6 cm de diámetro. Se cierra con una tapa que cuenta con una parte que se puede deslizar para dejar al descubierto la fuente. La fuente gamma se aloja en una cápsula plástica embutida en una pieza de acero inoxidable que se rosca sobre el cuerpo del blindaje.

El sistema eléctrico de actuación lineal (Figura 3.3f) permite la apertura de la tapa deslizante del blindaje interior, de tal modo que el conjunto permite la irradiación al situarlo sobre la bancada de irradiación. Se cuenta con un cable largo, de 4 m, que permite actuar sobre el motor a distancia, y con un sistema de seguridad anti-bloqueo que permite el cierre automático por gravedad de la tapa en caso de mal funcionamiento del motor.

3.2.2. Fuentes de irradiación

Fuente neutrónica de ^{252}Cf

La fuente de ^{252}Cf emite principalmente neutrones de fisión espontánea con una energía media de 2,35 MeV (Figura 3.4a). La fuente está calibrada en el NIST, el 20 de mayo de 2012, certificándose una tasa de emisión de $B = 5,471 \cdot 10^8$ n/s con una incertidumbre expandida del 2,6 % [47]. A efectos de comparación, en la Figura 3.4a también se muestra un ejemplo del espectro de emisión neutrónica de un elemento de combustible gastado de la CNT almacenados en el ATI, del tipo KWU 16x16-20 con un quemado de 49 MWd/kgU y al menos 9 años de enfriamiento. La similitud entre ambos espectros es importante de cara a la evaluación de materiales de blindaje neutrónico, ya que, tal y como se indicaba en el apartado 1.2.3, el blindaje de la radiación neutrónica tiene una fuerte dependencia de la energía de los neutrones, y por tanto la distribución energética del campo neutrónico con el que se evalúa el material ha de ser parecido al campo neutrónico de trabajo en el que el material va ser empleado.

Fuente gamma de ^{137}Cs

La fuente de ^{137}Cs emite principalmente fotones de 661,7 keV. Cuenta también con líneas de emisión de rayos X secundarios [48]. La fuente está calibrada en el NPL, el 6 de junio de 2012, certificándose una tasa de kerma en aire a 1 metro de $\dot{K} = 880 \mu\text{Gy/h}$ con una incertidumbre expandida del 5 % [49]. La tasa de emisión gamma para la fuente de ^{137}Cs se calcula empleando una constante de tasa de kerma en aire de $\Gamma_{\delta} = 79 \mu\text{Gy m}^2 \text{GBq}^{-1}\text{h}^{-1}$ [50–52].

$$A = \frac{l^2 \dot{K}_{\delta}}{\Gamma_{\delta}} \quad (3.1)$$

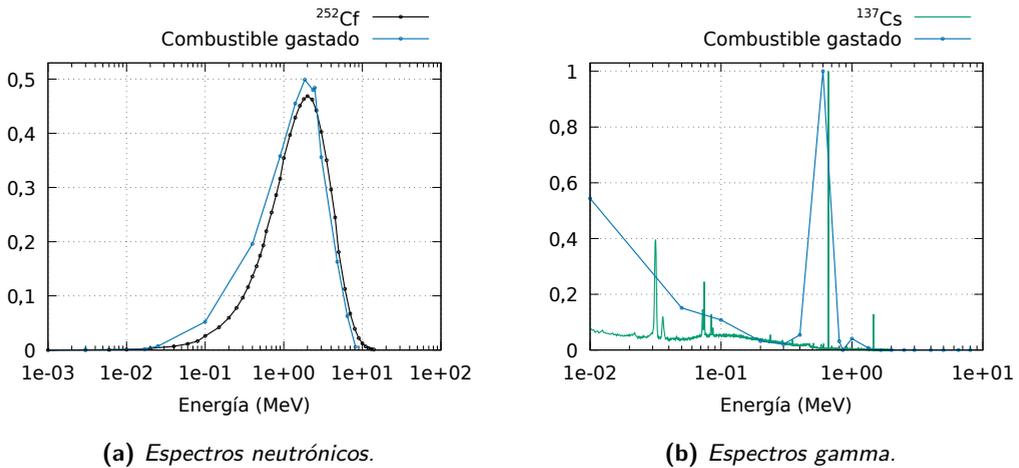


Figura 3.4.: Espectros normalizados de emisión neutrónica y gamma de fuentes neutrónicas y combustible gastado.

A efectos de comparación, en la Figura 3.4b también se muestra un ejemplo del espectro de emisión gamma de un elemento de combustible gastado de la CNT almacenados en el ATI, del tipo KWU 16x16-20 con un quemado de 49 MWd/kgU y al menos 9 años de enfriamiento. Al igual que en el caso de la emisión neutrónica, ambos espectros son similares.

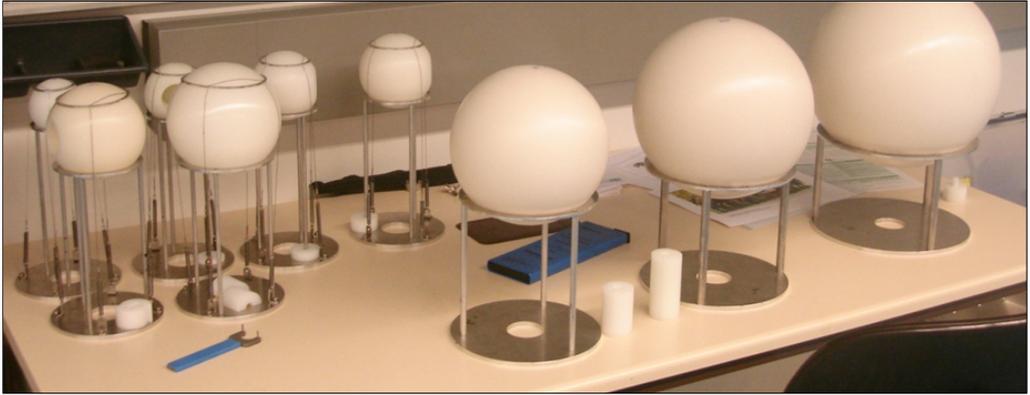
3.3. Equipos de medida

3.3.1. Sistema de espectrometría de esferas Bonner

Descripción del equipo

El sistema de espectrometría neutrónica de esferas Bonner (BSS) del CIEMAT [53–55] (Figura 3.5a) está constituido por un conjunto de esferas moderadoras de distintos diámetros, un detector neutrónico central de neutrones térmicos y la electrónica y software asociados. A continuación se describen cada uno de estos elementos:

- **Esferas moderadoras:** El sistema consta de un total de 12 esferas de polietileno de distintos tamaños (3", 3.5", 4", 4.5", 5", 6", 7", 8", 9", 9.5", 10" y 12") fabricadas por la empresa británica Centronics.
- **Detector central:** En su centro se aloja un detector del tipo SP9 (Figura 3.5b), que es un contador proporcional de ^3He esférico de 33 mm de diámetro exterior, presión nominal de 200 kPa (corregida en el proceso de calibración con un valor calculado de $228,5 \pm 2,0$ kPa para el denominado SP9- α y de $230,3 \pm 2,3$ kPa para el denominado SP9- β) y voltaje de funcionamiento de +800 V. El utilizado en las medidas es el primero de ellos.
- **Cadena electrónica** Con este sistema de medida se emplea una electrónica compacta que incluye amplificador, fuente de alta tensión y analizador multicanal en un único



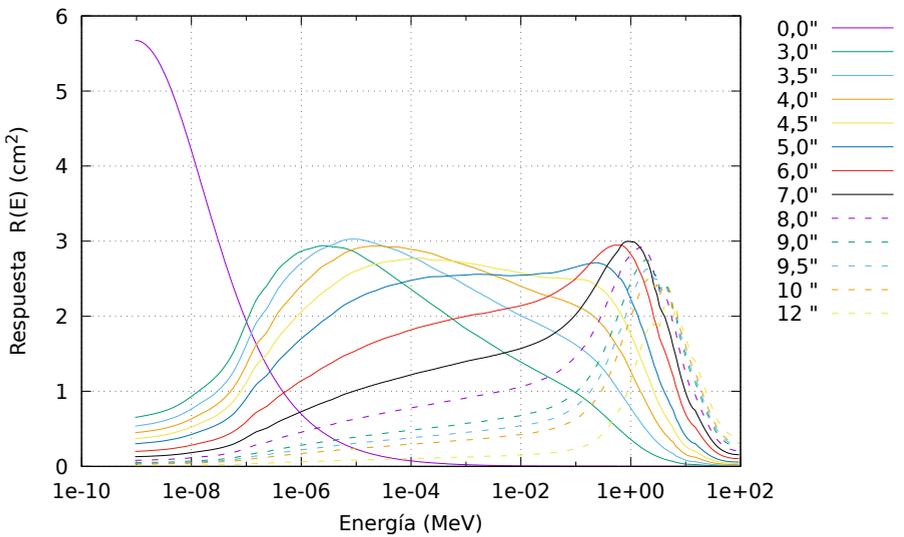
(a) Esferas moderadoras, adaptadores de posicionamiento y adaptadores del detector.



(b) Contador proporcional SP9.



(c) Cadena electrónica compacta DSA-1000.



(d) Matriz respuesta.

Figura 3.5.: Sistema de espectrometría de esferas Bonner del CIEMAT.

dispositivo de adquisición digital y de pequeño tamaño, el DSA-1000 fabricado por Canberra (Figura 3.5c). Se emplea el software Genie2000 para manejar la electrónica desde un PC y registrar el espectro de pulsos obtenido en las medidas con cada una de las esferas mediante un analizador multicanal.

- **Matriz respuesta:** El sistema ha sido calibrado en el PTB (Alemania) [24], determinando la matriz respuesta del sistema (Figura 3.5d). La respuesta de cada una de las esferas se determina mediante medidas en haces mono-energéticos y simulación Monte Carlo.

Metodología de medida

La forma de operar para realizar una medida del espectro neutrónico en una posición se resume a continuación:

1. **Posicionar las esferas Bonner:** El BSS cuenta con una serie de adaptadores, uno para cada una de las esferas, de manera que al posicionar las esferas sobre los mismos el centro de la esfera, y por tanto el detector central, queda siempre a la misma altura.
2. **Conectar la electrónica:** El detector central de ^3He se conecta a un preamplificador, éste al DSA-1000 que incluye amplificador, fuente de alta tensión y analizador multicanal, y por último el DSA-1000 se conecta a un PC con el software de control.
3. **Realizar las medidas con las esferas:** Se posiciona una de las esferas sobre su adaptador de altura y se introduce el detector central de ^3He . Cada esfera cuenta con un adaptador cilíndrico de polietileno en el que se introduce el detector para posicionarlo en el centro de la esfera sin dejar huecos vacíos. Se inicia la medida desde el software de control y se finaliza cuando se alcanza un número de cuentas suficientes para obtener la precisión deseada. Se registra el número de cuentas y el tiempo vivo de medida y se guarda el espectro de pulsos. Se repite la misma operación con cada una de las esferas.
4. **Representación gráfica preliminar:** Se representa gráficamente las cuentas por segundo medidas en función del diámetro de las esferas. Esta gráfica permite realizar un análisis preliminar de las medidas, ya que debería obtenerse una curva suave y cóncava con un máximo para una esfera. La suavidad de la curva es un indicador del buen funcionamiento del sistema durante las medidas, y la posición del pico dará una idea del grado de termalización del espectro. Cuanto más a la izquierda esté situado el máximo más termalizado estará el espectro y viceversa.
5. **Obtención del espectro mediante deconvolución:** A partir de estas medidas directas con las esferas y empleando la matriz respuesta del BSS y un espectro inicial se determina mediante el paquete de códigos de deconvolución UMG 3.3 el espectro neutrónico medido y las magnitudes integrales derivadas, así como las incertidumbres asociadas.

Deconvolución

Como se apuntaba en el apartado 1.2.2, existen numerosos métodos y códigos que se aplican con resultados válidos al problema de la deconvolución del espectro neutrónico a partir de las medidas de un BSS, que consiste en la resolución de un sistema de ecuaciones indeterminado dado por la Ec. 3.2, donde $[L]$ es el vector de lecturas de las esferas, $[R]$ es

la matriz respuesta del sistema de esferas y $[\phi]$ es el vector solución, es decir, el espectro neutrónico.

$$[L] = [R][\phi] \quad (3.2)$$

En principio la solución matemática de este problema resulta de un proceso basado en la inversión de matrices y no será única. Obtener resultados físicamente significativos requiere cierta información inicial que fuerce a las soluciones a cumplir ciertas restricciones, como la no obtención de valores negativos o cierto grado de suavidad en las curvas.

En este estudio se emplea el paquete de códigos deconvolución UMG 3.3 [56], desarrollado en el PTB y muy utilizado para la deconvolución de medidas de espectrometría neutrónica [12]. Este paquete incluye tres códigos, MAXED y GRAVEL para la deconvolución de espectros neutrónicos e IQU para el cálculo de cantidades integrales, análisis de sensibilidad e incertidumbres.

- GRAVEL [57, 58]: Es un código basado en el método iterativo de mínimos cuadrados, en el que se minimiza la desviación entre los valores medidos y los valores calculados a partir del espectro solución. A partir de un espectro inicial, las medidas de cada uno de los detectores se calculan y se comparan con las medidas reales, para modificar el espectro inicial adecuadamente para la siguiente iteración. El proceso iterativo se detiene cuando se cumpla una condición de similitud establecida previamente. La principal ventaja de este método es la simplicidad de cálculo ya que no requiere una inversión de matrices. La principal desventaja es que su desempeño es pobre si no se cuenta con suficiente información de partida.
- MAXED [59, 60]: Es un código basado en el principio de máxima entropía, que proporciona una regla para determinar una función positiva y aditiva, en este caso el espectro neutrónico, a partir de un conjunto de restricciones, en este caso el conjunto de medidas con el BSS y sus incertidumbres. Establece que de entre todas las posibles soluciones que satisfacen el conjunto de restricciones la óptima es aquella que maximiza la entropía de una distribución en la que se compara el espectro solución y el espectro inicial teniendo en cuenta las restricciones establecidas por las medidas de las esferas y sus incertidumbres, estas últimas a través del estadístico χ^2 . Para ello emplea un algoritmo de enfriamiento simulado, que se puede entender como una aproximación analítica al método Monte Carlo, y que es un método probabilístico para aproximar el máximo global de dicha función explorando el espacio de las posibles soluciones que cumplan el conjunto de restricciones. La principal ventaja de este método es que permite la utilización de métodos estándar para la realización de análisis de sensibilidad y propagación de incertidumbres.
- IQU [61]: Este código permite determinar las magnitudes integrales asociadas a los espectros neutrónicos calculados con GRAVEL y MAXED, y además las incertidumbres asociadas a las magnitudes integrales y los espectros neutrónicos calculados con MAXED. Las incertidumbres se calculan mediante métodos estándar de inversión de matrices considerando variaciones en el espectro inicial y en las medidas de las esferas.

Para cada una de las medidas se emplearan sucesivamente los códigos GRAVEL y MAXED para la determinación del espectro neutrónico, de manera que el espectro inicial se proporciona al código GRAVEL y el espectro solución de GRAVEL se proporciona como espectro inicial al código MAXED. Posteriormente se proporciona la salida del código MAXED al código IQU para el cálculo de magnitudes integrales y de incertidumbres.

Espectro inicial

Como se apuntaba en el apartado 1.2.2, la combinación de espectrometría Bonner y simulación Monte Carlo proporciona múltiples ventajas, siendo una de ellas mejorar la validez de los resultados de la espectrometría, y para lo cual es fundamental contar con información detallada y precisa para la implementación de los modelos.

Por ello, para obtener espectros iniciales apropiados para los códigos de deconvolución, se han implementado modelos Monte Carlo realistas y detallados de:

- El contenedor DPT y el ATI de la CNT (apartados 3.6.1, 3.6.2 y 3.6.3) empleando el código MAVRIC (apartado 3.4).
- El LPN incluyendo las disposiciones experimentales para la evaluación de los distintos materiales de blindaje neutrónico (apartados 3.6.5 y 3.6.5) empleando el código MCNPX 2.7.e (apartado 3.4).

Para estos modelos será de especial importancia por un lado, el término fuente de los elementos de combustible gastado almacenados en los contenedores, y por otro, la composición y densidad de los materiales de blindaje neutrónico a evaluar.

- Para los modelos del contenedor DPT y el ATI, la CNT proporcionó los cálculos de la fuente neutrónica de los elementos combustibles gastados (tasa de emisión, espectro de emisión y composición isotópica) [62]. Para estos cálculos se tuvieron en cuenta las características actualizadas de los elementos combustibles (enriquecimiento, tiempo de enfriamiento, historial de potencia y perfil de quemado) (apartado 3.6.3) y se empleó el código ORIGEN (apartado 3.4.1).
- Para los modelos de los materiales de blindaje neutrónico, la empresa ENSA proporcionó la composición de diseño de los mismos [44, 45], mientras que la densidad se calculó a partir de medidas de masa y volumen realizadas en el LPN.

Incertidumbres

Las incertidumbres consideradas en los espectros neutrónicos y las magnitudes integrales derivadas medidas mediante el BSS del CIEMAT son las siguientes:

- **Incertidumbre estadística de las lecturas de las esferas:** Es la incertidumbre asociada a las cuentas por segundo registradas con cada una de las esferas. Esta incertidumbre es inversamente proporcional a la raíz cuadrada del número total de cuentas registrada por cada esfera. En general durante las medidas el tiempo de recuento es suficiente para que esta incertidumbre se encuentre por debajo del 1 %, a no ser que se especifique lo contrario.
- **Incertidumbre de la matriz respuesta del sistema:** En la calibración del sistema se determina tanto la matriz respuesta como la incertidumbre asociada a la misma. Según el informe de calibración esta incertidumbre es del 2 %.
- **Incertidumbre introducida por la deconvolución:** Es la incertidumbre resultado del algoritmo numérico iterativo que constituye el método de deconvolución. Esta incertidumbre la determina el propio código IQU.

3.3.2. Monitores de radiación

Monitor neutrónico Berthold LB6411

El monitor neutrónico LB6411 [63, 64] (Figura 3.6a) es un dosímetro de área basado en moderador tipo Leake, fabricado y comercializado por Berthold Technologies. Este monitor está compuesto de un moderador esférico de 250 mm de diámetro de polietileno con un añadido del 2 % de carbono con un detector central de neutrones térmicos, concretamente un contador proporcional de ^3He y metano cilíndrico de 40 mm de diámetro y 100 mm de longitud de acero inoxidable de 1 mm de espesor. El monitor mide tasa de equivalente de dosis ambiental entre 30 nSv/h y 100 mSv/h en un rango energético desde neutrones térmicos hasta 20 MeV, con una sensibilidad neutrónica de 1,27 $\mu\text{Sv/h}$ por cps para energías entre 1 y 10 MeV y una sensibilidad gamma inferior a 40 $\mu\text{Sv/h}$ en 10 mSv/h para un campo de ^{137}Cs . Presenta una dependencia energética de $\pm 30\%$ entre 50 keV y 10 MeV.

Monitor neutrónico Studsvik Digipig 2222A

El monitor neutrónico 2222A [2, 65] (Figura 3.6c) es un dosímetro de área basado en moderador tipo Anderson-Braun, fabricado y comercializado por Wedholm Medical. Este monitor está compuesto de un moderador semi-cilíndrico de 215 de diámetro y 230 de longitud de polietileno y plástico borado con un detector central de neutrones térmicos, concretamente un contador proporcional de BF_3 cilíndrico de aproximadamente 30 mm de diámetro y 77 mm de longitud. El monitor mide tasa de equivalente de dosis ambiental entre 10 nSv/h y 100 mSv/h en un rango energético desde 0,025 eV hasta 17 MeV, con una sensibilidad neutrónica que varía entre 0,35 y 0,5 cps por $\mu\text{Sv/h}$ entre 30 nSv/h y 100 mSv/h en un rango energético desde neutrones térmicos hasta 20 MeV, con una sensibilidad neutrónica de 1,27 $\mu\text{Sv/h}$ por cps para energías entre 1 y 10 MeV y una sensibilidad gamma inferior a 10 $\mu\text{Sv/h}$ para 10 mSv/h. Presenta una dependencia energética de $\pm 50\%$ entre 50 keV y 10 MeV.

Monitor gamma Atomtex AT1123

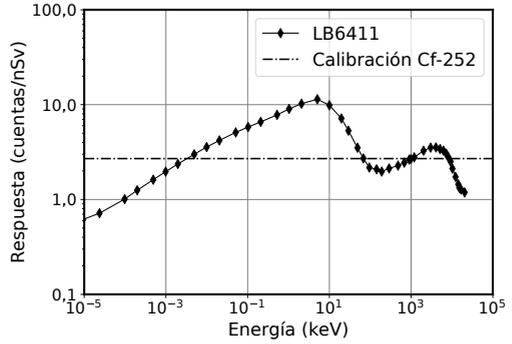
El monitor gamma Atomtex AT1123 [63] (Figura 3.6f) es un dosímetro de área basado en plástico de centello equivalente a tejido, fabricado y comercializado por Atomtex. Este monitor está compuesto por un plástico de centelleo cilíndrico de 30 mm de diámetro y 15 mm de longitud y un tubo foto-multiplicador. El monitor mide tasa de equivalente de dosis ambiental entre 50 nSv/h y 10 Sv/h en un rango energético desde 15 keV hasta 10 MeV, con una sensibilidad gamma de 70 cps por $\mu\text{Sv/h}$ para una campo de ^{137}Cs . Presenta una dependencia energética de entre el $\pm 25\%$ y el $\pm 35\%$ respecto a la línea de 662 keV de una fuente de ^{137}Cs , y las condiciones de operación son entre -30°C y 50°C de temperatura, entre 66 y 106,7 kPa de presión y humedad relativa inferior al 95 %.

Metodología de medida

Cuando se realizan medidas con un monitor neutrónico, el equipo proporciona una lectura de la magnitud medida, I , normalmente el equivalente de dosis ambiental o la tasa de equivalente



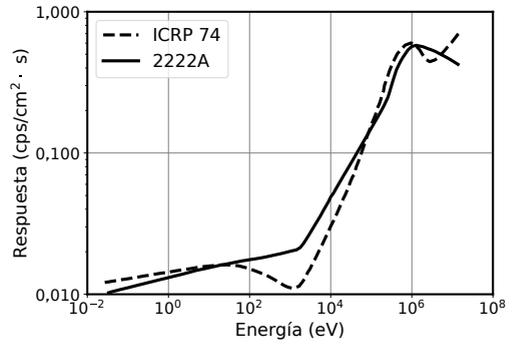
(a) Monitor neutrónico LB6411.



(b) Respuesta LB6411.



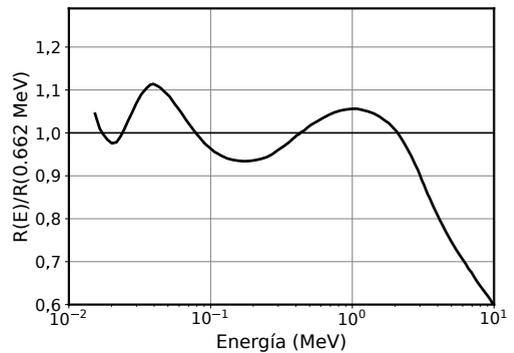
(c) Monitor neutrónico Digipig.



(d) Respuesta Digipig.



(e) Monitor gamma AT1123.



(f) Respuesta AT1123.

Figura 3.6.: Monitores de radiación.

de dosis ambiental. Para obtener la medida de la magnitud derivada de la lectura del monitor, ha de determinarse el valor corregido de la lectura del monitor así como la incertidumbre asociada a la misma. Para ello, se siguen las reglas generales establecidas en la GUM (Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement) [41] para la evaluación y expresión de la incertidumbre de las medidas. Esta guía, desarrollada por el BIPM (Bureau International des Poids et Mesures), es aplicable a toda clase de mediciones y a todo tipo de datos de entrada empleados en mediciones. En función de la metodología de medida empleada con el monitor, la medida del monitor L se determina de manera diferente, tal y como se describe a continuación.

1. **Serie de medidas:** La magnitud que se mide es tasa de equivalente de dosis ambiental. Se realiza una serie de varias medidas, instantáneas o integradas en intervalos de tiempo cortos, registrando las lecturas l_i de cada una de ellas. El valor de la medida, L , se obtiene como el valor medio de las lecturas del monitor, Ec. 3.3. La incertidumbre estadística de la medida se obtiene como la desviación típica del valor medio, Ec. 3.4. Esta es la metodología empleada con el monitor neutrónico LB6411, realizando series de medidas integradas, y con el monitor gamma AT1123, realizando series de medidas instantáneas.

$$L = \bar{l} = \frac{\sum_{i=1}^n l_i}{n} \quad (3.3)$$

$$u(L) = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (\bar{l} - l_i)^2}{n(n-1)}} \quad (3.4)$$

2. **Medida integrada:** La magnitud que se mide es equivalente de dosis ambiental. Se realiza una única medida integrada en un intervalo de tiempo largo, t , registrando la lectura l correspondiente. El valor de la medida, L , se obtiene como el valor de la lectura dividido por el tiempo de integración, Ec. 3.5. La incertidumbre estadística de la lectura será inversamente proporcional a la raíz cuadrada del número de cuentas totales registradas por el monitor, Ec. 3.6. La incertidumbre del tiempo de integración será la debida a la resolución temporal del monitor, que se considera de 1 s para ambos monitores, Ec. 3.7. La incertidumbre de la medida se obtiene como la combinación cuadrática de las incertidumbres de la lectura integrada y del tiempo de integración, Ec. 3.8. Esta metodología se emplea con el monitor Digipig.

$$L = \frac{l}{t} \quad (3.5)$$

$$\frac{u(l)}{l} = \frac{1}{\sqrt{l/N_{int}}} \quad (3.6)$$

$$u(t) = \frac{1}{\sqrt{12}} \quad (3.7)$$

$$u(L) = \sqrt{u^2(l) + u^2(t)} \quad (3.8)$$

3. **Medida instantánea:** La magnitud que se mide es tasa de equivalente de dosis ambiental. Se realiza una única medida instantánea, observando la lectura fluctuante del monitor durante unos segundos y registrando la lectura más alta observada, l . El valor de la medida, L , corresponde a la lectura del monitor, Ec. 3.9. Una manera de reflejar en la

incertidumbre de la medida las fluctuaciones de la lectura del monitor es considerar que la lectura instantánea del monitor se puede aproximar por una medida integrada en el tiempo de resolución del monitor. La incertidumbre de la medida será la incertidumbre estadística de la lectura considerando como tiempo de integración el tiempo de resolución del monitor, t_{res} , Ec. 3.10. Esta metodología se emplea con el monitor Digipig.

$$L = l \quad (3.9)$$

$$\frac{u(L)}{L} = \frac{1}{\sqrt{l \cdot t_{res}/N_{int}}} \quad (3.10)$$

Medidas corregidas

En general, las medidas corregidas de tasa de equivalente de dosis ambiental de los monitores, $\dot{H}^*(10)$, se obtiene como el producto de la medida del monitor, L , por el factor de calibración, N . En función del tipo de monitor y del tipo de medida habrá que tener en cuenta otros factores que se detallan a continuación.

En el caso de las medidas realizadas en la CNT para la caracterización de campos neutrónicos de trabajo no es necesario en principio aplicar más correcciones ya que se trata de medidas de protección radiológica operacional, a no ser que las medidas con el BSS y los monitores neutrónicos sean muy diferentes, en cuyo caso habría que aplicar una corrección por factor de campo, f_c .

En el caso de las medidas realizadas en el LPN para la evaluación de materiales de blindaje neutrónico se requiere una mayor precisión y exactitud, por lo que será necesario aplicar a las medidas con el monitor neutrónico una corrección por la estabilidad del monitor, f_e , y probablemente la por corrección de campo. Además, es necesario poder comparar las medidas realizadas en días distintos para los distintos materiales de blindaje neutrónico evaluados, por lo que será necesario aplicar a las medidas con los monitores neutrónico y gamma una corrección por decaimiento, f_d . Hay que notar que esta última corrección, a diferencia de las anteriores, no es propia del monitor, si no de la fuente calibrada con la que se irradian los materiales.

Para el caso más general las medidas corregidas de los monitores se obtienen de acuerdo a la Ec. 3.11:

$$\dot{H}^*(10) = L \cdot N \cdot f_d \cdot f_e \cdot f_c \quad (3.11)$$

La incertidumbre típica combinada relativa de las medidas corregidas se obtiene como la combinación cuadrática de las incertidumbres típicas de las lecturas, el factor de calibración y el resto de factores de corrección aplicables, Ec. 3.12:

$$u(\dot{H}^*(10)) = \sqrt{u^2(L) + u^2(N) + u^2(f_d) + u^2(f_e) + u^2(f_c)} \quad (3.12)$$

1. Corrección por calibración del monitor:

El factor de calibración, N , es propio de cada monitor y depende del campo neutrónico estándar de calibración. Esta corrección se aplica siempre. A continuación se recoge el factor de calibración de cada uno de los equipos empleados durante las medidas tanto

en la CNT como en el LPN, así como su incertidumbre expandida asociada. Nótese que el monitor Digipig no está calibrado, sino verificado en la propia CNT.

- Monitor neutrónico LB6411 durante las medidas en la CNT: $N = 0,946 \pm 0,061$ (6,4 %) en el campo neutrónico estándar de ^{252}Cf , noviembre de 2011 [66].
- Monitor neutrónico LB6411 durante las medidas en el LPN: $N = 0,879 \pm 0,038$ (4,3 %) en el campo neutrónico estándar de ^{252}Cf , abril de 2016 [67].
- Monitor neutrónico Digipig durante las medidas en la CNT: $N = 1,017 \pm 0,110$ (10,8 %) en el campo neutrónico estándar de $^{241}\text{Am-Be}$, agosto de 2012 [68].
- Monitor gamma AT1123 durante las medidas en el LPN: $N = 1,05 \pm 0,05$ (4,8 %) en el rango de $\dot{H}^*(10)$ medida con la fuente de ^{137}Cs , febrero de 2016 [69].

2. Corrección por decaimiento de la fuente:

Esta corrección se aplica para poder comparar las medidas realizadas en días distintos para los distintos materiales de blindaje neutrónico evaluados en el LPN, tanto para el monitor neutrónico como el gamma. El factor de decaimiento, f_d , se define de acuerdo a la Ec. 3.13, donde Δt es el tiempo transcurrido entre las fechas de medida y referencia, y $T_{1/2}$ es el periodo de semidesintegración de las fuentes, que es $T_{1/2} = 2,645 \pm 0,008$ (0,3 %) años para el ^{252}Cf y $T_{1/2} = 30,17 \pm 0,03$ (0,1 %) años para el ^{137}Cs [48, 70]. La incertidumbre típica asociada se obtiene de acuerdo a la Ec. 3.14.

$$f_d = e^{-\frac{\ln(2)}{T_{1/2}} \Delta t} \quad (3.13)$$

$$u(f_d) = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}^2} \Delta t \cdot f_d \cdot u(T_{1/2}) \quad (3.14)$$

3. Corrección por estabilidad del monitor:

Un monitor neutrónico sometido a altas tasa de dosis experimenta un incremento gradual en su respuesta hasta que alcanza una situación de estabilidad [71]. Por ello es necesario estabilizar el monitor previamente a las medidas, mediante la irradiación del mismo a altas tasas de dosis, y corregir la sobre respuesta del monitor mediante la aplicación de un factor de estabilidad. Esta corrección se aplica a las medidas realizadas en el LPN con el monitor neutrónico. El factor de estabilidad obtenido para el monitor LB6411 (apéndice E) es $f_e = 0,902 \pm 0,054$ (6,0 %) para la fuente de ^{252}Cf .

4. Corrección de campo:

Esta corrección se aplicará a las medidas realizadas con monitores neutrónicos en función de los resultados de la caracterización del campo neutrónico de trabajo mediante espectrometría neutrónica. Esta corrección es una suerte de calibración del monitor en el campo de trabajo, y por tanto, también será propia de cada monitor. El factor de campo se define de acuerdo a la Ec. 3.15, donde L_{BSS} es la tasa de equivalente de dosis ambiental medidas con el BSS y L_m es la lectura proporcionada por el monitor. La incertidumbre típica asociada se obtiene de acuerdo a la Ec. 3.16.

$$f_c = \frac{L_{BSS}}{L_m \cdot N \cdot f_d \cdot f_e} \quad (3.15)$$

$$\left(\frac{u(f_c)}{f_c}\right)^2 = \left(\frac{u(L_{BSS})}{L_{BSS}}\right)^2 + \left(\frac{u(L_m)}{L_m}\right)^2 + \left(\frac{u(N)}{N}\right)^2 + \left(\frac{u(f_d)}{f_d}\right)^2 + \left(\frac{u(f_e)}{f_e}\right)^2 \quad (3.16)$$

El criterio de aplicación considerado en este estudio es que no será necesaria la aplicación del factor de corrección de campo para tener en cuenta la diferencia entre el campo neutrónico de medida y el campo neutrónico de calibración del monitor siempre y cuando las medidas del instrumento de referencia, en este caso el BSS, y el monitor neutrónico sean estadísticamente compatibles considerando la incertidumbre expandida de las medidas con un factor de cobertura de $k = 2$. Este criterio, que es puramente matemático, estará sujeto a la consideración de otros factores, como el grado de exactitud y precisión que se requiera de las medidas, ya que como se ha indicado, esta metodología mejora la exactitud pero disminuye notablemente la precisión.

Incertidumbres

Las incertidumbres consideradas en las tasas de equivalente de dosis ambiental medidas mediante monitores de área se resumen a continuación. Estas incertidumbres se combinan cuadráticamente para obtener la incertidumbre típica combinada, tal y como se recoge en la Ec. 3.16.

- **Incertidumbre estadística de las lecturas del monitor:**

Es la incertidumbre asociada a las cuentas registradas por el monitor. Esta incertidumbre dependerá de la metodología de medida empleada con el monitor (instantánea, integrada o serie de medidas). En general durante las medidas el tiempo de recuento es suficiente para que esta incertidumbre sea aproximadamente del 1%, excepto en el caso de las medidas instantáneas, para las que la incertidumbre puede llegar a ser del 20% aproximadamente.

- **Incertidumbre de los factores de corrección:**

En el caso de las medidas realizadas en la CNT la calibración de los monitores será la contribución más significativa a la incertidumbre de las medidas, ya que la incertidumbre del factor de calibración varía en función del monitor entre el 4% y el 10%.

En el caso de las medidas realizadas en el LPN, la contribución del factor de estabilidad es del mismo orden de magnitud que la del factor de calibración (incertidumbre del 6%), mientras que la contribución del factor de decaimiento es muy pequeña (incertidumbres inferiores al 1%).

En ambos casos, de aplicarse la corrección de campo, su contribución a la incertidumbre será también significativa, ya que incluirá las incertidumbres de las medidas con el BSS, y las medidas corregidas del monitor neutrónico.

La incertidumbre asociada a la función respuesta de los monitores neutrónicos no se tiene en cuenta, debido a que en la caracterización de los campos neutrónicos de trabajo ya se está cuantificando e incorporando en caso necesario el efecto en la medida de los monitores de la diferencia entre los campos neutrónicos de calibración y de trabajo.

3.4. Códigos de simulación

Tal y como se apuntaba en el apartado 1.2.1, la determinación de las magnitudes operacionales de protección radiológica para neutrones, ya sea para la caracterización de campos neutrónicos o para la evaluación de materiales de blindaje neutrónico no es sencilla. La determinación exacta y precisa de estas magnitudes, ya sea en campos neutrónicos de trabajo o en instalaciones de referencia, requiere un considerable esfuerzo experimental, recursos económicos y equipamiento complejo. Además, es deseable y a veces esencial tener información sobre el espectro neutrónico.

En los problemas abordados en este estudio, la determinación de las magnitudes operacionales de protección radiológica para neutrones, la caracterización de campos neutrónicos y la evaluación de materiales de blindaje neutrónico, el trabajo computacional estará dirigido a la implementación de modelos Monte Carlo que sean capaces de reproducir en mayor o menor grado las medidas realizadas, ya sean de espectrometría y/o dosimetría, teniendo en cuenta las limitaciones en la información de partida y las aproximaciones que se asuman en la implementación. Al usar dos aproximaciones independientes la comparación y validación entre ambas servirá para mejorar la validez de sus resultados, siendo las principales contribuciones de los cálculos por un lado, proporcionar espectros iniciales adecuados para la deconvolución de las medidas de espectrometría, y por otro, servir como herramienta para la interpretación y análisis de las medidas.

3.4.1. Códigos Monte Carlo

Los códigos Monte Carlo permiten la simulación del transporte de la radiación en sistemas físicos complejos. En el proceso Monte Carlo las partículas se crean de acuerdo a reglas que determinan el tipo, energía y dirección inicial. Su interacción con electrones y núcleos de los materiales se modela de acuerdo a funciones probabilísticas usando números aleatorios, permitiendo seguir la historia de la partícula a medida que pierde energía en los medios que atraviesa, quizá generando otras partículas, hasta que finalmente “muere”, ya sea porque escapa de la geometría de interés o porque su energía cae por debajo de un límite determinado. Este proceso se basa en el empleo de números aleatorios y repetido millones de veces y asumiendo una modelización adecuada de la geometría y los materiales involucrados permite reproducir lo que ocurre realmente durante una irradiación y determinar las magnitudes de interés, como son en este caso el espectro neutrónico y el equivalente de dosis ambiental. La precisión en los cálculos se incrementa aproximadamente con la raíz cuadrada del número de historias calculadas. El tiempo de ejecución requerido dependerá de la complejidad del modelo, de la resolución usada para seguir las partículas, de la precisión requerida en el cálculo y de la potencia del ordenador empleado.

Para abordar computacionalmente los problemas planteados en este estudio se emplean dos programas distintos, MCNPX 2.7.e [72] y SCALE 6.1 [73]. Ambos son códigos bien establecidos, desarrollados y mantenidos por organizaciones con gran reconocimiento y ampliamente utilizados y validados en sus respectivas áreas de aplicación [74, 75].

1. **MCNP** (Monte Carlo N-Particle): MCNP es un código de propósito general desarrollado y mantenido por Los Alamos National Laboratory (LANL) para el transporte de partículas, principalmente neutrones, fotones y electrones y también otros nucleones e iones.

Su uso está ampliamente extendido en aplicaciones muy variadas, como protección radiológica y dosimetría, blindaje de radiación, física médica, criticidad, diseño y análisis de detectores, aceleradores, diseño de reactores de fusión y fisión, descontaminación y desmantelamiento.

En este estudio se emplea la versión MCNPX 2.7.e de este código para la caracterización de los materiales de blindaje neutrónico, ya que el LPN disponía de licencia para su utilización, aunque a día de hoy ya no es necesaria, y modelos previamente implementados del propio laboratorio para este código.

El desarrollo de este código se dividió en la versión 4 en dos ramas, MCNP5 y MCNPX, y actualmente se han unificado en la versión MCNP6. Las múltiples versiones de MCNP han sido ampliamente validadas y en los fundamentos presentan muchas características comunes. Los fundamentos del código MCNP pueden encontrarse en [76], una revisión de las capacidades de MCNPX se recoge en [77] y validaciones específicas de cara a la evaluación de materiales de blindaje en [78].

2. **SCALE 6.1** (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation): SCALE 6.1 es un paquete de códigos desarrollado y mantenido por el Oak Ridge National Laboratory (ORNL) que agrupa un amplio conjunto de códigos cuyo principal propósito se centra en aplicaciones relacionadas con el ciclo del combustible nuclear. Su uso está ampliamente extendido tanto en la industria nuclear como en la investigación para aplicaciones como criticidad, física de reactores, blindaje de radiación, caracterización de términos fuente radiactivos y análisis de sensibilidad e incertidumbres.

En este estudio se emplea este código para la caracterización tanto del contenedor DPT como del ATI de la CNT, ya que es el programa que utiliza la propia planta para la realización de cálculos, concretamente la versión SCALE 6.1. De entre las decenas de módulos que incluye SCALE 6.1, son de aplicación en este estudio dos de ellos, ORIGEN y MAVRIC. Una revisión de las capacidades de SCALE 6.1 puede encontrarse en [79, 80], así como de ORIGEN [81] y MAVRIC [82]. Validaciones específicas para ORIGEN y MAVRIC pueden encontrarse en [83] y [84, 85] respectivamente.

- **ORIGEN** (Oak Ridge Isotope Generation): Código de propósito general de evolución y decaimiento para el cálculo de concentraciones isotópicas, calor residual y términos fuente radiactivos. La CNT emplea este código de manera rutinaria de cara a la planificación de la carga de los contenedores de combustible gastado, determinando la tasa de emisión neutrónica y gamma de los elementos combustibles, así como el calor residual a partir de las características de cada elemento combustible (enriquecimiento, historial de irradiación, tiempo de enfriamiento y quemado). Los resultados de los cálculos de la CNT serán empleados por el LPN para la implementación del término fuente en los modelos Monte Carlo del contenedor y del ATI.
- **MAVRIC** (Monaco with Automated Variance Reduction Using Importance Calculations): Código de propósito general de transporte Monte Carlo con reducción de varianza automatizada para el cálculo de blindajes. Este código sería el equivalente a MCNPX 2.7.e, y será empleado por el LPN para la implementación de los modelos Monte Carlo del contenedor y del ATI.

3.4.2. MCNP vs MAVRIC

Tanto MCNP como MAVRIC son códigos de propósito general para el transporte Monte Carlo de, al menos, neutrones y fotones en problemas tridimensionales de fuente fija, y tienen mechas características comunes, tal y como se resume a continuación:

- Geometría: Geometrías tridimensionales definidas en celdas limitadas por superficies e identificadas numéricamente.
- Fuentes: Fuentes fijas muy versátiles, pudiendo definir explícitamente fuentes puntuales, superficiales o volúmicas, el tipo de partícula, la distribución energética o la distribución espacial.
- Tallies: Múltiples tipos de contadores con distintas distribuciones para medir distintas magnitudes como fluencia o dosis, pudiendo definir explícitamente la respuesta e incorporando funciones predefinidas que recogen los coeficientes de conversión de fluencia a dosis definidos en estándares internacionales, como los de ICRP74.
- Secciones eficaces: Emplean librerías evaluadas bien establecidas para el transporte de radiación neutrónica y gamma y radiación acoplada neutrón-gamma, ya sea en energías continuas o en multi-grupo, estando disponible en ambos casos librerías de ENDF/B-VII.
- Tratamiento físico: El tratamiento físico establecido por defecto para neutrones y fotones es suficiente en general para muchas aplicaciones, pero también es personalizable en función de los requerimientos del problema, pudiendo ajustar parámetros como límites de corte para el seguimiento de partículas o la producción de ciertas reacciones que generan partículas secundarias.
- Herramientas auxiliares: Ambos códigos cuentan con programas de visualización para la geometría y los resultados de los tallies, lo cual es especialmente útil para la depuración de errores en la definición de la geometría del problema y para el análisis de resultados.

A continuación se resumen las principales diferencias que son especialmente relevantes para el uso de cada uno de los dos códigos en este estudio:

- **Ámbito de aplicación:** Tal y como se ha descrito anteriormente, SCALE 6.1 se centra en aplicaciones relacionadas con el ciclo del combustible nuclear, mientras que MCNP es más generalista. De aquí se deriva que SCALE 6.1 se centra en el transporte de fotones y neutrones, mientras que MCNP se ha diversificado para abarcar más tipos de partículas, especialmente MCNPX. Esta diferencia en el tipo de partículas no es de especial relevancia en este estudio dado que solo se trata el transporte de neutrones y fotones, pero sí es relevante el hecho de que SCALE 6.1 sea el código empujado por la planta nuclear interesada.
- **Requerimientos computacionales:** Uno de los principales objetivos del diseño de SCALE 6.1 es precisamente proporcionar cálculos potentes minimizando los recursos computacionales necesarios. Como resultado, SCALE 6.1 está optimizado para ejecutar problemas complejos en ordenadores personales. MCNP, sin embargo, tiene más desarrolladas las capacidades de paralelización de cálculos y tiene más flexibilidad para ser instalado en ordenadores personales o en clústeres de computación bajo distintos sistemas operativos. En este estudio el código MCNPX 2.7.e se ha ejecutado en el clúster de cálculo de CIEMAT, mientras que SCALE 6.1 se ha ejecutado desde los ordenadores personales del LPN.

- Reducción de varianza: Esta es quizás la diferencia más determinante y está directamente relacionada con la anterior. Aunque MCNP cuenta con múltiples técnicas de reducción de varianza que se pueden aplicar, estas técnicas han de implementarse manualmente. Sin embargo, en el módulo MAVRIC de SCALE 6.1 la reducción de varianza está automatizada. Gracias a la potencia de cálculo disponible en el clúster de CIEMAT para MCNPX 2.7.e y a que el modelo del LPN es relativamente sencillo, no es necesario el uso de técnicas de reducción de varianza que en el caso de los cálculos de SCALE 6.1 en un ordenador personal son imprescindibles para reducir los tiempos de ejecución. A grandes rasgos, MAVRIC utiliza un método determinista de ordenadas discretas para resolver las ecuaciones de transporte en un mallado tridimensional definido previamente por el usuario y en base al cual se calculan mapas de importancia y una distribución de fuente sesgada para optimizar el posterior cálculo de transporte Monte Carlo [82].

3.5. Metodología de medida

Para la caracterización detallada del campo neutrónico en el entorno de los contenedores se realizan un total de 5 medidas de espectrometría neutrónica y de 136 medidas de dosimetría neutrónica (Tabla 3.1). Estas medidas se distribuyen en tres grupos:

1. Contenedores DPT27 y DPT28 en la zona de almacén del ATI (apartado 3.5.1).
2. Contenedor DPT28 en la zona de descarga del ATI (apartado 3.5.2).
3. Contenedor DPT28 en contención (apartado 3.5.3).

Para la caracterización detallada del campo neutrónico en el ATI de la CNT, se realizan un total de 4 medidas de espectrometría neutrónica y de 96 medidas de dosimetría neutrónica (Tabla 3.2). Estas medidas se distribuyen en dos grupos:

1. En el interior del ATI, entre los contenedores ya almacenados y posiciones de almacenamiento vacías (apartado 3.5.4).
2. En el exterior del ATI, en la proximidad de las paredes de la zona de almacenamiento (apartado 3.5.5).

Para la caracterización detallada de los materiales de blindaje neutrónico se irradian los distintos materiales en la sala de irradiación del LPN. La disposición experimental consiste básicamente en interponer distintos espesores de cada material de blindaje entre la fuente de irradiación y el detector. Estas medidas suman un total de 4 medidas de espectrometría neutrónica y de 75 medidas de dosimetría (Tabla 3.3) y se distribuyen en dos grupos:

1. Con fuente de calibración neutrónica de ^{252}Cf (Apartado 3.5.6).
2. Con fuente de verificación gamma de ^{137}Cs (Apartado 3.5.7).

3.5.1. Contenedores DPT27 y DPT28 en la zona de almacén del ATI

Las medidas se llevan a cabo con los contenedores en posición vertical en la posición 61 de la zona de almacén del ATI (Figura 3.7a). La Figura 3.9 muestra la posición relativa de los contenedores evaluados individualmente respecto al resto de los contenedores y las paredes del ATI, y la Figura 3.8 muestra las localizaciones de medida alrededor del contenedor. Un resumen de las medidas realizadas se muestra en la Tabla 3.1.

1. Medidas de espectrometría neutrónica:

- a) Contenedor DPT27: Se realizan tres medidas alrededor de la superficie lateral del contenedor, en contacto a la altura de 60 cm y a 1 m de distancia a las alturas de 100 y 250 cm.
- b) Contenedor DPT28: Se realizan tres medidas alrededor de la superficie lateral del contenedor a 1 m de distancia, a las alturas de 100 cm, 250 cm y 440 cm.

El tiempo de integración varía entre 200 s y 2000 s en función del diámetro de la esfera.

2. Medidas de dosimetría neutrónica:

- a) Contenedor DPT27: Se realizan medidas alrededor de la superficie lateral del contenedor, en contacto a la altura de 60 cm y a 1 m de distancia a las alturas de 100 cm y 250 cm. A cada altura se realizan doce medidas alrededor de la superficie lateral del contenedor, cada 30°, empleando el monitor LB6411. La metodología de medida empleada con el monitor LB6411 es realizar una serie de cinco medidas de $\dot{H}^*(10)$ integradas en intervalos de 30 s.
- b) Contenedor DPT28: Se realizan tres medidas alrededor de la superficie lateral del contenedor a 1 m de distancia, a las alturas de 100 cm, 250 cm y 440 cm. A cada altura se realizan doce medidas alrededor de la superficie lateral del contenedor, cada 30°, empleando el monitor LB6411. Los doce puntos de la altura de 250 cm se miden también con el monitor Digipig. La metodología de medida empleada con el monitor LB6411 es realizar una serie de cinco medidas de $\dot{H}^*(10)$ integradas en intervalos de 30 s, mientras que con el monitor Digipig se realiza una medida de $H^*(10)$ integrada en un intervalo de 200 s.

En función de la posición de medida será necesario emplear equipamiento auxiliar para el posicionamiento de los equipos de medida:

- Alturas bajas: se emplea un carrito para alcanzar la altura de 60 cm y un trípode para alcanzar la altura de 100 cm.
- Altura de 250 cm: se emplea un andamio ligero que alcanza los 200 cm de altura aproximadamente, cajas de aluminio para alcanzar la altura y una escalera de tijera para acceder a los equipos posicionados.
- Altura de 440 cm: se emplea un andamio ligero que alcanza los 400 cm de altura aproximadamente, cajas de aluminio para alcanzar la altura y un elevador para acceder a los equipos posicionados.

Contenedor	Posición	Zona	Superficie	Distancia (m)	Altura (cm)	Referencia	Metodología
Espectrómetro BSS							
DPT27	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	100	SB19	Medidas integradas
DPT27	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	250	SB31	Medidas integradas
DPT28	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	100	SB19	Medidas integradas
DPT28	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	250	SB31	Medidas integradas
DPT28	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	440	SB43	Medidas integradas
DPT28	Horizontal	Descarga	Tapa	1	285	SB66	Medidas integradas
DPT28	Horizontal	Descarga	Base	1	285	SB66	Medidas integradas
Monitor LB6411							
DPT27	Vertical	Almacén #61	Lateral	Contacto	60	Cada 30°, SB13 - SB24	Serie medidas
DPT27	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	100	Cada 30°, SB13 - SB24	Serie medidas
DPT27	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	250	Cada 30°, SB25 - SB36	Serie medidas
DPT28	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	100	Cada 30°, SB13 - SB24	Serie medidas
DPT28	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	250	Cada 30°, SB25 - SB36	Serie medidas
DPT28	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	440	Cada 30°, SB37 - SB48	Serie medidas
DPT28	Horizontal	Descarga	Tapa	1	285	SB66	Serie medidas
DPT28	Horizontal	Descarga	Base	1	285	SB66	Serie medidas
DPT28	Horizontal	Descarga	Lateral	1	285	Cada 20 cm, L01 - L26	Serie medidas
Monitor Digipig							
DPT28	Vertical	Contención	Lateral	1	250	Cada 30°, SB25 - SB36	Medida instantánea
DPT28	Vertical	Almacén #61	Lateral	1	250	Cada 30°, SB25 - SB36	Medida integrada

Tabla 3.1.: Localizaciones de medida alrededor de contenedores individuales.

ATI	Posición	Distancia	Altura (cm)	Metodología
Espectrómetro BSS				
Interior	Entre contenedores DPTs 1/2/9/10	1,65 m de la superficie lateral	100	Medidas integradas
Interior	Entre contenedores DPTs 17/18/25/26	1,65 m de la superficie lateral	100	Medidas integradas
Exterior	Pared oeste	1 m del centro de la pared	100	Medidas integradas
Exterior	Pared sur	5 m del punto a 15,8 m de la esquina SE	150	Medidas integradas
Monitor LB6411				
Interior	Entre contenedores y posiciones vacías	1,65 m de la superficie lateral	100	Serie medidas
Exterior	Pared oeste	1 m - 20 m del centro de la pared	150	Medidas integradas
Exterior	Perimetral (paredes norte, sur y oeste)	7 m de la pared aproximadamente cada 6 m	150	Medidas integradas

Tabla 3.2.: Localizaciones de medida en el interior y el exterior del ATI.

Equipo	Fuente	Material	Espesores (cm)
BSS	^{252}Cf	Sin material	-
		Blindaje neutrónico (Borotron UH050, Borotron+Al(OH) ₃ , NS4FR)	8,5
			8,5
LB6411	^{252}Cf	Sin material	-
		Cono de sombra	-
		Blindaje neutrónico (Borotron UH050, Borotron+Al(OH) ₃ , NS4FR)	1; 2; 3; 3,5; 4; 4,5; 5; 5,5; 6; 6,5; 7,5 y 8,5
AT1123	^{137}Cs	Sin material	-
		Blindaje neutrónico (Borotron UH050, Borotron+Al(OH) ₃ , NS4FR)	1; 2; 3; 3,5; 4; 4,5; 5; 5,5; 6; 6,5; 7,5 y 8,5

Tabla 3.3.: Medidas realizadas para los materiales de blindaje neutrónico.



(a) Contenedor en posición vertical en la zona de almacén.



(b) Contenedor en posición vertical en la zona de descarga.



(c) Contenedor en posición vertical en contención.

Figura 3.7.: Disposición de los contenedores individuales durante las medidas.

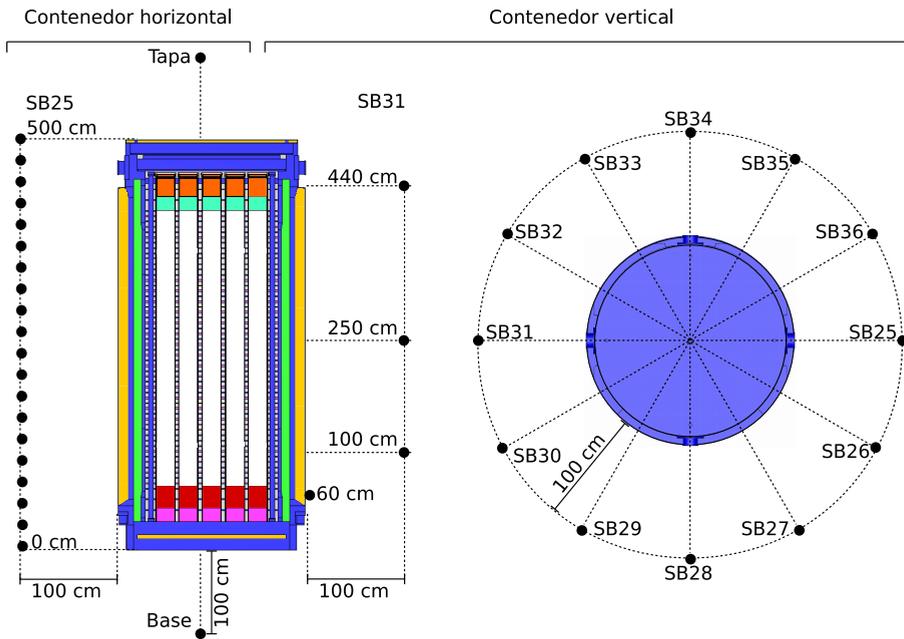


Figura 3.8.: Esquema de las localizaciones de medida alrededor de contenedores individuales.

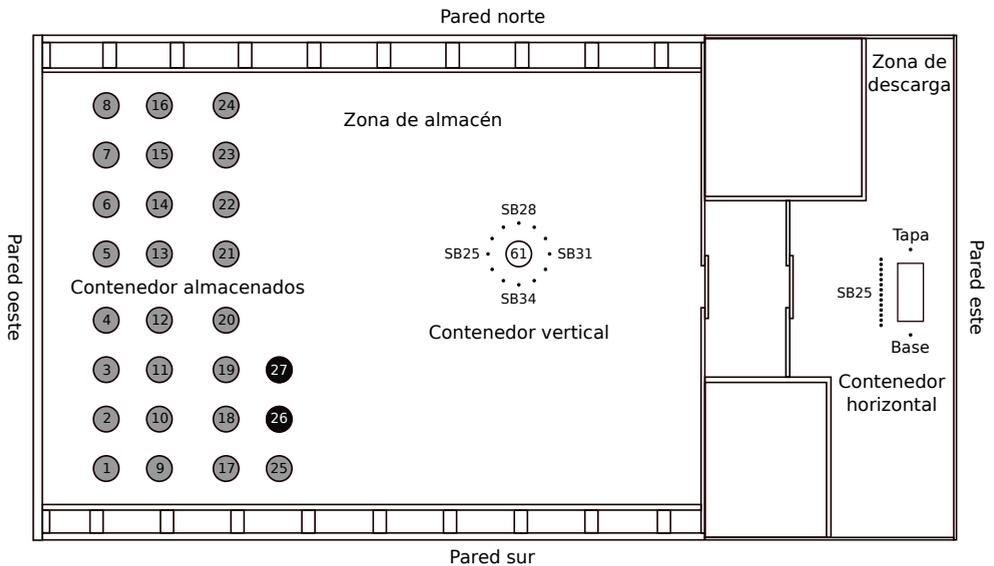


Figura 3.9.: Esquema de la disposición de los contenedores individuales durante las medidas.

Con el objeto de minimizar la dosis recibida durante las medidas se emplearon cables largos de varios metros de longitud para poder posicionar tanto el PC de control del BSS como la electrónica del monitor LB6411 sobre otro carrito alejado de los contenedores y al abrigo de las paredes de las celdas de ventilación del ATI.

Para las medidas con el BSS, el posicionamiento de la primera esfera sobre el trípode o el andamio se realiza alejado del contenedor. Una vez posicionada, el trípode o el andamio se posicionan respecto al contenedor y no se mueve durante el transcurso de las medidas. De esta manera hay que acercarse al contenedor únicamente para realizar el cambio de una esfera a otra. Así mismo, para las medidas angulares con los monitores se emplean las metodologías de series de medidas y medidas integradas, de manera que únicamente hay que acercarse al contenedor para posicionar el equipo y el operador se puede alejar durante el intervalo de medida.

3.5.2. Contenedor DPT28 en la zona de descarga del ATI

Las medidas se llevan a cabo en la zona de descarga del ATI con el contenedor en posición horizontal sobre el vehículo de transporte (Figura 3.7b). El vehículo de transporte consiste en una cabeza tractora que arrastra un remolque sobre el que se asienta la cuna de transporte del contenedor. La Figura 3.9 muestra la posición relativa del contenedor en la zona de descarga del ATI, y la Figura 3.8 muestra las localizaciones de medida alrededor del contenedor. Un resumen de las medidas realizadas se muestra en la Tabla 3.1.

1. Medidas de espectrometría neutrónica: Se realizan dos medidas a 1 m de distancia del centro de la tapa y de la base del contenedor. El tiempo de integración varía entre 30 s y 600 s en función del diámetro de la esfera.
2. Medidas de dosimetría neutrónica: Se realizan medidas en los mismos puntos con el monitor LB6411. Además, se realiza con el mismo monitor una serie de medidas a lo largo del eje del contenedor, a 1 m de distancia de la superficie lateral y cada 20 cm. La metodología de medida empleada es realizar una serie de cinco medidas de $\dot{H}^*(10)$ integradas en intervalos de 30 s.

Con el objeto de minimizar la dosis recibida durante las medidas se emplean las mismas técnicas descritas para la medida de los contenedores DPT27 y DPT28 en la zona de almacén del ATI. En función de la posición de medida será necesario emplear equipamiento auxiliar para el posicionamiento de los equipos de medida:

- Tapa y base: se emplea un trípode que se sitúa sobre la cuna de transporte para alcanzar la altura correspondiente al centro de la tapa y la base.
- Superficie lateral del contenedor: se emplea un andamio ligero que alcanza los 200 cm de altura aproximadamente, cajas de aluminio para alcanzar la altura del eje del contenedor y una escalera de tijera para acceder a los equipos posicionados.

3.5.3. Contenedor DPT28 en contención

Las medidas se llevan a cabo con el contenedor en posición vertical en contención, previamente a su traslado al ATI (Figura 3.7c). Un resumen de las medidas realizadas se muestra

en la Tabla 3.1. No se realizan medidas de espectrometría neutrónica debido al largo tiempo necesario, la falta de espacio en la zona de carga de contenedores y la multitud de equipamiento auxiliar y personal presente en la zona durante la carga del contenedor. Únicamente se realizan medidas de dosimetría para poder compararlas con las medidas en condiciones más controladas realizadas una vez que el contenedor es trasladado al ATI.

Se realizan 12 medidas alrededor de la superficie lateral del contenedor, a 1 m de distancia a la altura de 250 cm con los monitores LB6411 y Digipig. Para ambos monitores se realizan medidas instantáneas, que es la metodología empleada por el SPR para la realización de las medidas de PR operacional, posicionando el monitor de manera aproximada y manteniéndolo apoyado contra el cuerpo. Esta metodología, aunque es menos precisa, permite realizar las medidas rápidamente, minimizando el tiempo que se permanece cerca del contenedor y por tanto la dosis recibida.

3.5.4. Interior del ATI

Las medidas se llevan a cabo en la zona de almacén del ATI con los 28 contenedores situados en sus posiciones de almacenamiento definitivas (Figura 3.10a). Las localizaciones de medida se muestran en la Figura 3.11 y un resumen de las medidas realizadas se muestra en la Tabla 3.2.

1. Medidas de espectrometría neutrónica: Se realizan dos medidas entre dos grupos de cuatro contenedores a 1,65 m de distancia de la superficie lateral y a 1 m de altura:
 - a) Contenedores fríos: se trata de contenedores que contienen elementos de combustible gastado cargados al inicio de la operación del ATI, concretamente los DPT1, DPT2, DPT9 y DPT10.
 - b) Contenedores calientes: se trata de contenedores que contienen elementos de combustible gastado cargados recientemente, concretamente los DPT17, DPT18, DPT25 y DPT26.

El tiempo de integración varía entre 70 s y 800 s en función del diámetro de la esfera.

2. Medidas de dosimetría neutrónica: Se realizan medidas entre cada grupo de cuatro contenedores cargados y/o de posiciones de almacenamiento aún vacías, a 1 m de altura y a 1,65 m de distancia de la superficie lateral de los contenedores, excepto en los pasillos central y secundarios, donde la distancia a la superficie lateral es ligeramente mayor. La metodología de medida empleada con el monitor LB6411 es realizar una serie de cinco medidas de $\dot{H}^*(10)$ integradas en intervalos de 30 s.

El posicionamiento de los equipos, tanto de las esferas Bonner como del monitor neutrónicos LB6411 se realiza empleando un trípode, de manera análoga a la descrito para la evaluación de contenedores individuales en la zona de almacén del ATI (apartado 3.5.1). En este caso, durante las medidas con el monitor LB6411 hay que posicionar manualmente el trípode con el monitor entre los distintos grupos de contenedores. El cambio de una posición de medida a otra es el momento en el que se pueden recibir mayores dosis, por lo que se trata de realizar lo más rápidamente, posicionando el trípode de manera aproximada para que el monitor quede en el centro entre los cuatro contenedores y alejándose hasta la entrada de la zona de almacén durante el tiempo de conteo en cada posición.



(a) Medidas entre contenedores en la zona de almacén.



(b) Medidas en el exterior del ATI con el BSS.



(c) Medidas en el exterior del ATI con el monitor LB6411.

Figura 3.10.: Disposición de los equipos en durante las medidas del ATI.

3.5.5. Exterior del ATI

Las medidas se llevan a cabo en el exterior del ATI con los 28 contenedores situados en sus posiciones de almacenamiento definitivas (Figuras 3.10b y 3.10c). En el exterior del ATI los niveles de radiación neutrónica son muy próximos al fondo neutrónico del emplazamiento, por lo que los tiempos de conteo son mucho más dilatados que en las medidas en el interior del ATI y las incertidumbres serán relativamente elevadas. Para proteger los equipos de las condiciones meteorológicas, especialmente de la lluvia, se instaló una tienda de campaña dentro de la cual se posicionaron las esferas Bonner y toda la electrónica asociada y se cubrió el monitor neutrónico LB6411 con una bolsa de plástico. Las localizaciones de medida se muestran en la Figura 3.11 y un resumen de las medidas realizadas se muestra en la Tabla 3.2.

1. Medidas de espectrometría neutrónica: Se realizan dos medidas en las posiciones donde se espera encontrar mayores fluencias neutrónicas en función de la distribución de los contenedores en el interior del ATI.
 - a) Pared oeste: a 1 m de distancia del centro de la pared y a 1 m de altura sobre el terreno. Solo fue posible medir con 4 de las 12 esferas, concretamente las de 3", 4", 5" y 9,5" de diámetro.
 - b) Pared sur: a 5 m de distancia del punto a 15,8 m de la esquina suroeste y a 1,5 m de altura sobre el terreno.

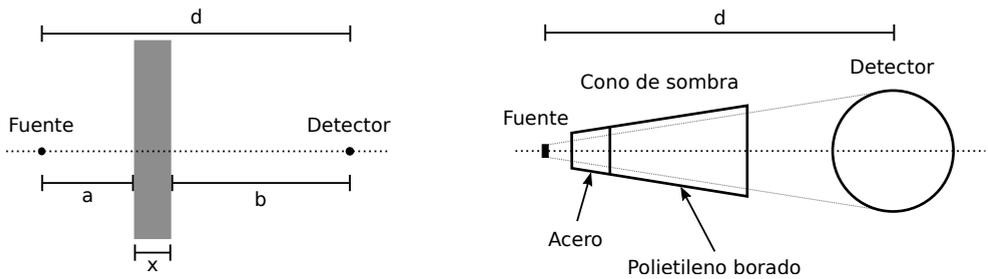
El tiempo de integración varía entre 2 h y 15 h en función del diámetro de la esfera.

2. Medidas de dosimetría neutrónica: Se realizan dos grupos de medidas:
 - a) Medidas perimetrales: aproximadamente cada 6 m a lo largo de las paredes norte, sur y oeste del ATI, a 7 m de distancia de la pared y a 1,5 m de altura sobre el terreno. La metodología de medida empleada con el monitor LB6411 es realizar una medida de $H^*(10)$ integrada en un intervalo de 1000 s (casi 17 minutos).
 - b) Medidas en función de la distancia: a 1 m, 2 m, 5 m, 10 m, 15 m y 20 m de distancia del centro de la pared oeste y a 1,5 m de altura sobre el terreno. La metodología de medida empleada con el monitor LB6411 es realizar una medida de $H^*(10)$ integrada en un intervalo de 1 h.

3.5.6. Irradiación de materiales con fuente neutrónica

Las medidas de los distintos materiales de blindaje neutrónico se llevan a cabo empleando la disposición experimental general que se detalla continuación (Figura 3.12a):

- Fuente de irradiación: La fuente se sitúa aproximadamente en el centro del búnker de irradiación, dependiendo la disposición del tipo de fuente (neutrónica o gamma).
- Equipo de medida: El equipo de medida (monitor neutrónico, monitor gamma o BSS) se sitúa sobre la mesa automatizada de la bancada a una distancia d de la fuente.
- Material de blindaje: Las placas de blindaje se interponen entre la fuente y el monitor, situándose a una distancia a de la fuente sobre la mesa manual de la bancada, en un soporte especialmente diseñado para el posicionamiento de las placas, que cuenta con dos pestañas entre las que se sitúa la placa de material de blindaje, y que permite fijar



(a) Disposición fuente - material - detector.

(b) Disposición fuente - cono - detector.

Figura 3.12.: Esquemas de las disposiciones experimentales para la medida de los materiales de blindaje.

y asegurar la posición de la placa. El espesor del blindaje se incrementa en la dirección del detector, situándolas inmediatamente a continuación unas de otras.

En la disposición experimental concreta para las irradiaciones con la fuente neutrónica de calibración de ^{252}Cf , la fuente se traslada mediante el sistema de manipulación remota de fuentes de la instalación, desde el almacén de fuentes en el interior de la piscina a la posición de irradiación aproximadamente en el centro geométrico del búnker. Las irradiaciones con esta fuente cumplen varios objetivos y la disposición y metodología varía de uno a otro, tal y como se detalla a continuación. Un resumen de las medidas realizadas se muestra en la Tabla 3.3.

■ **Medidas de dosimetría para determinar las curvas de atenuación de $H^*(10)$:**

La disposición experimental se muestra en la Figura 3.13a. El monitor neutrónico LB6411 se sitúa a una distancia $d = 115$ cm de la fuente sobre la mesa automatizada de la bancada. Las placas de blindaje se interponen entre la fuente y el monitor situándose a una distancia $a = 20$ cm de la fuente.

Las medidas con el monitor se realizan empleando la metodología de series de 8 medidas integradas en intervalos de tiempo de 30 s. Se realizan medidas para cada espesor disponible de material de blindaje y una medida adicional sin material de blindaje neutrónico, retirando las placas del soporte.

■ **Medidas de dosimetría para determinar la componente retro-dispersa:**

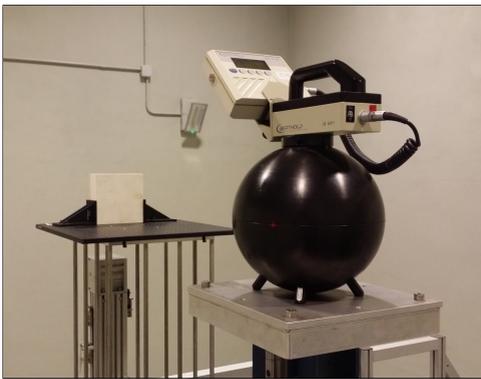
Para determinar la componente retro-dispersa de la medida debida a la retro-dispersión de la instalación se emplea la técnica del cono de sombra, que es una técnica bien establecida y común en instalaciones de calibración de equipos de medida de la radiación neutrónica [19].

La disposición experimental se muestra en las Figuras 3.12b y 3.13c. Es idéntica a la de las medidas de dosimetría para determinar las curvas de atenuación de $H^*(10)$, con la salvedad de que en lugar de interponer el material de blindaje entre la fuente y el detector se interpone un cono de sombra diseñado específicamente para la fuente y equipos del tamaño del monitor neutrónico LB6411. De esta manera, el cono de sombra impide que los neutrones directos de la fuente alcancen el detector, registrándose únicamente los neutrones retro-dispersos por la instalación.

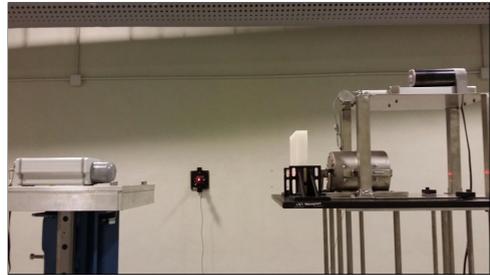
■ **Medidas de espectrometría neutrónica:**

La disposición experimental se muestra en la Figura 3.13d. Es idéntica a la de las medidas de dosimetría para determinar las curvas de atenuación de $H^*(10)$, con la salvedad de que en lugar del monitor neutrónico LB6411 se emplea el BSS de CIEMAT.

Para cada una de las esferas Bonner, se posiciona la esfera sobre la mesa automática de la bancada con el detector SP9 en su interior y sobre su correspondiente adaptador de altura. La electrónica asociada se conecta y se sitúa sobre la bancada, desde el detector al DSA1000 y hasta el PC con el software de control que se maneja remotamente desde la sala de control. Para cada material de blindaje evaluado se realiza una medida interponiendo el máximo espesor disponible, que es 8,5 cm.



(a) Material de blindaje y monitor LB6411.



(b) Material de blindaje y monitor AT1123.



(c) Cono de sombra y monitor LB6411.



(d) Material de blindaje y BSS.

Figura 3.13.: Disposiciones experimentales para la medida de los materiales de blindaje.

3.5.7. Irradiación de materiales con fuente gamma

La disposición experimental concreta para las irradiaciones con la fuente gamma de verificación de ^{137}Cs se muestra en la Figura 3.13b. Estas irradiaciones se realizan para determinar únicamente las curvas de atenuación de $H^*(10)$.

La fuente contenida en su blindaje-irradiador portátil se traslada manualmente desde el blindaje de almacenamiento y se posiciona sobre la mesa manual de la bancada en el sobre diseñado para los materiales de blindaje. El monitor neutrónico AT1123 se sitúan a una distancia $d = 50$ cm de la fuente sobre la mesa automatizada de la bancada. Las placas de blindaje se interponen entre la fuente y el monitor situándose a una distancia $a = 10$ cm de la fuente.

Las medidas con el monitor se realizan empleando la metodología de series de 8 medidas instantáneas en intervalos de tiempo de 30 s. Se realizan medidas para cada espesor disponible de material de blindaje y una medida adicional sin material de blindaje neutrónico, retirando las placas del soporte. Un resumen de las medidas realizadas se muestra en la Tabla 3.3.

3.6. Metodología de cálculos de transporte Monte Carlo

Con el objetivo de complementar la caracterización experimental del contenedor, del ATI y de los materiales de blindaje se han implementado modelos Monte Carlo de las medidas realizadas y detalladas en el apartado 3.5. Para ello se han empleado dos códigos de transporte de radiación distintos, ambos bien establecidos y validados y empleados extensamente a nivel internacional (apartado 3.4).

El primero es el código MAVRIC, incluido en el paquete SCALE 6.1, que se ha empleado para reproducir las medidas realizadas en la CNT mediante la implementación de modelos detallados de:

- El ATI de la CNT (Apartado 3.6.1)
- El contenedor de combustible gastado DPT (Apartado 3.6.2)
- El combustible gastado almacenado en los contenedores (Apartado 3.6.3)

El segundo es el código MCNPX 2.7.e, que se ha empleado para reproducir las medidas realizadas en el LPN.

- Las irradiaciones de materiales con fuente neutrónica (Apartado 3.6.5)
- Las irradiaciones de materiales con fuente gamma (Apartado 3.6.5)

3.6.1. Modelo del Almacén Temporal Individual

Se ha implementado un modelo detallado del ATI de la CNT, que incluye los principales componentes del mismo (apartado 2.5.1), que en resumen son:

- Zona de almacén.
- Zona de manipulación y control.

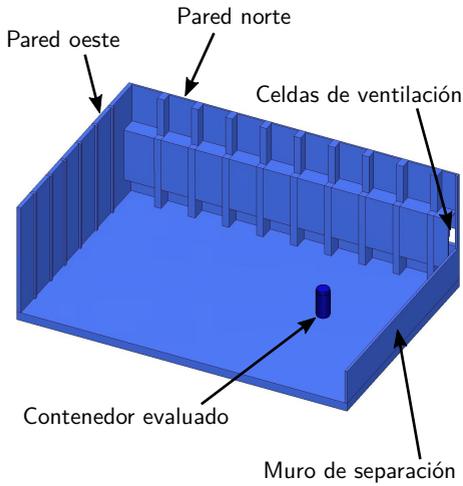
- Celdas de tiro natural en las paredes norte y sur.
- Cubierta con módulos de ventilación en la zona de almacén.
- Terreno exterior del ATI.

Las dimensiones se obtienen del Estudio Radiológico del ATI y del Informe de Diseño Estructural del ATI [42]. El modelo del ATI incluye únicamente tres materiales, que son el hormigón del edificio, el aire interior y exterior y el terreno exterior.

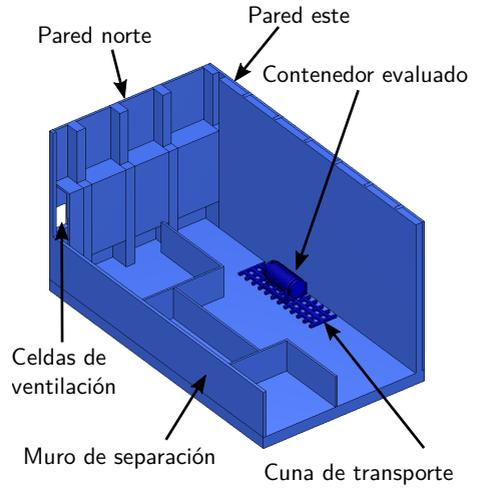
- **Hormigón:** En la norma ANSI/ANS-6.4-2006 [86] se recomienda que si no se conoce la composición de un hormigón ordinario se emplee el hormigón tipo NBS04, que contiene un 0,5532 % de fracción en peso de H, muy próxima a la concentración de diseño del ATI. La densidad y composición se extrae del *Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling* [87].
- **Aire:** El interior del ATI se considera lleno de aire seco, así como el exterior, cuya densidad y composición se obtienen de la librería de composiciones estándar de SCALE 6.1 [79].
- **Terreno:** El terreno exterior alrededor del ATI se sitúa en el modelo al mismo nivel que el suelo interior del ATI. Esto es una gran aproximación, dado que el terreno es sumamente irregular. Por otro lado, la composición del terreno no se conoce, empleándose en el modelo una composición de suelo ordinario extraída de la librería de composiciones estándar de SCALE 6.1. Este suelo tiene una densidad de 1,685 g/cc y un porcentaje en peso de hidrógeno del 3,5 %.

Por motivos de eficiencia en la computación, la complejidad y detalle del modelo del ATI se adapta al cálculo que se quiere realizar. Esto significa que se han implementado cuatro modelos distintos del ATI para reproducir las condiciones de las medidas.

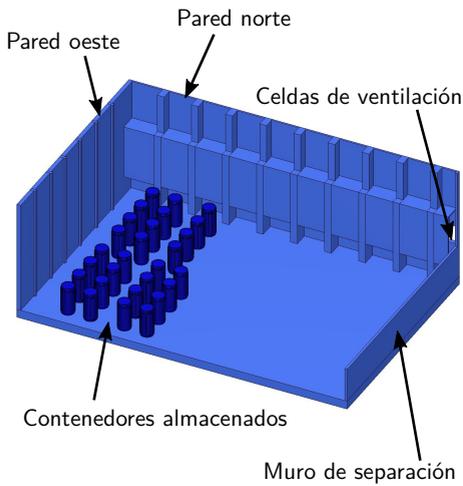
1. **Modelo para medidas de contenedores individuales en la zona de almacén del ATI** (Figura 3.14a): Respecto al ATI, el modelo incluye únicamente la zona de almacenamiento, con una versión simplificada de la cubierta (sin huecos de ventilación) y sin el terreno exterior. Respecto a los contenedores, el modelo incluye únicamente el contenedor evaluado, y no incluye el resto de contenedores almacenados en el ATI.
2. **Modelo para medidas de contenedores individuales en la zona de manipulación del ATI** (Figura 3.14b): Respecto al ATI, el modelo incluye únicamente la zona de manipulación, con una versión simplificada de la cubierta (sin huecos de ventilación) y sin el terreno exterior. Respecto a los contenedores, el modelo incluye el contenedor evaluado y una versión simplificada de la cuna de transporte, sobre la que se encontraba tumbado el contenedor durante las medidas.
3. **Modelo para medidas entre contenedores en la zona de almacén del ATI** (Figura 3.14c): Respecto al ATI, el modelo incluye únicamente la zona de almacenamiento, con una versión simplificada de la cubierta (sin huecos de ventilación) y sin el terreno exterior. Respecto a los contenedores, el modelo incluye los 28 contenedores almacenados en el ATI.
4. **Modelo para medidas en el exterior del ATI** (Figura 3.14d): Respecto al ATI, el modelo incluye únicamente la zona de almacenamiento, con una versión detallada de la cubierta y el terreno exterior. Respecto a los contenedores, el modelo incluye los 28 contenedores almacenados en el ATI.



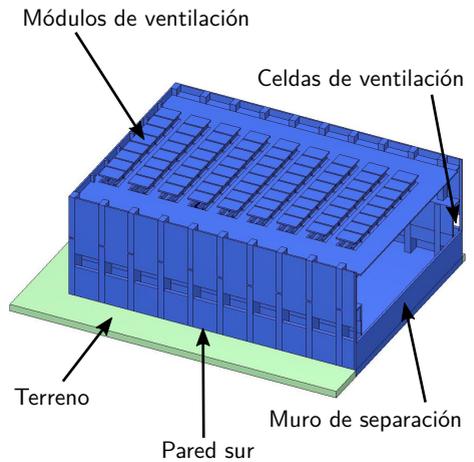
(a) Contenedores individuales en la zona de almacén.



(b) Contenedores individuales en la zona de manipulación.



(c) Entre contenedores en la zona de almacén.



(d) Exterior del ATI.

Figura 3.14.: Modelos Monte Carlo del ATI de la CNT.

En todos los casos el modelo del contenedor DPT empleado es el mismo respecto a geometría y materiales (apartado 3.6.2), únicamente cambia el término fuente, en función de los elementos de combustible gastado almacenado en cada contenedor (apartado 3.6.3).

Los cálculos en el interior del ATI se realizan en la proximidad de los contenedores a nivel del suelo, por lo que los detalles de la cubierta o del terreno exterior no son relevantes. Estos detalles sí serán relevantes para los cálculos en el exterior del ATI.

Para la realización de los cálculos de transporte con MAVRIC, concretamente para el cálculo del mapa de importancias, se ha de definir un mallado tridimensional a base de planos que debe abarcar todo el volumen definido en el modelo. Sin embargo el número de planos que se pueden definir es limitado, debiendo situar suficientes planos especialmente en las zonas que incluyen el término fuente, los detectores y la interfase entre materiales distintos.

Por ello, si el volumen del modelo es muy extenso comparado con la zona de interés o el término fuente está muy alejado de los detectores el mallado puede no resultar lo suficientemente detallado. Este es el motivo por el que las zonas de almacén y de manipulación del ATI se modelan por separado y no se incluyen el resto de contenedores en los cálculos de contenedores individuales en la zona de almacén.

3.6.2. Modelo del contenedor DPT

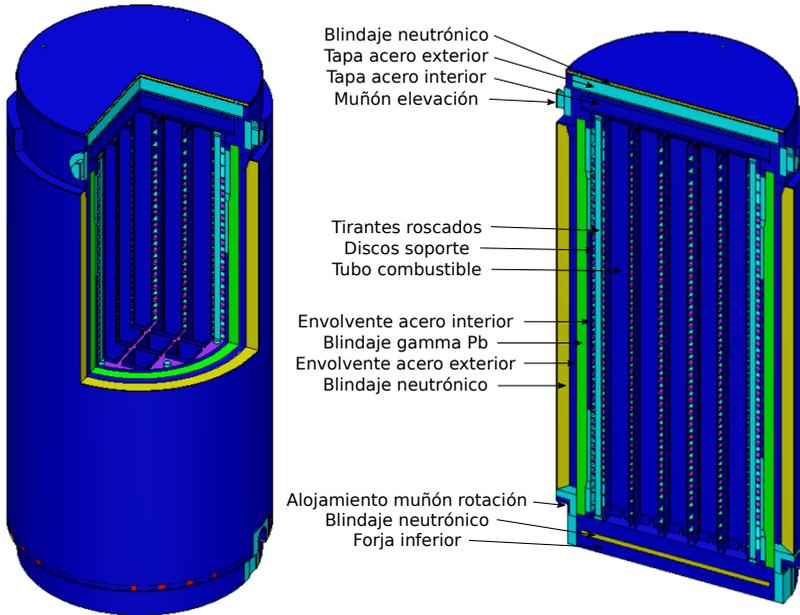
Se ha implementado un modelo detallado del contenedor DPT (Figura 3.15), que incluye los principales componentes del contenedor (apartado 2.5.2), que en resumen son:

- Cuerpo del contenedor.
- Tapas interior, exterior y de blindaje.
- Penetraciones y tapas de las penetraciones.
- Muñones de elevación y soportes de los muñones de rotación.
- Bastidor de combustible.

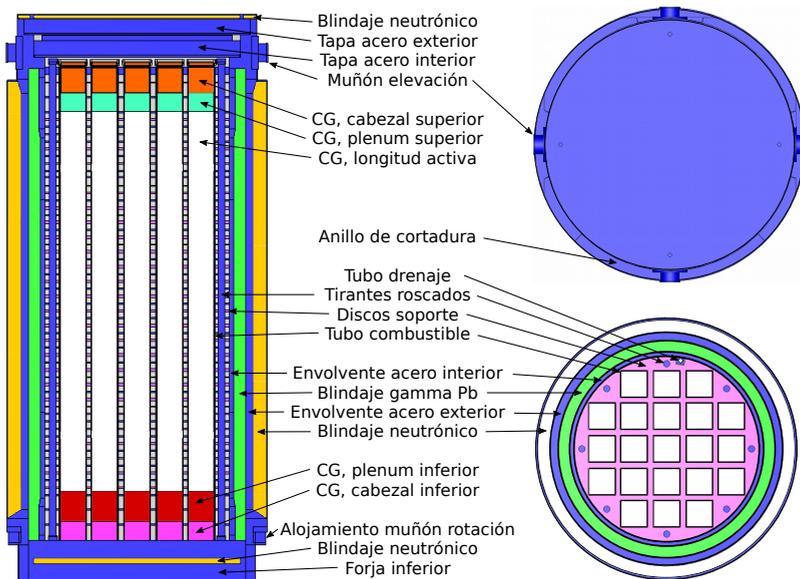
En el modelo se presta especial atención a todos aquellos elementos que suponen una reducción del blindaje neutrónico del contenedor, así como aquellos que suponen una ruptura de la barrera de confinamiento del mismo.

El blindaje neutrónico del contenedor incluye por un lado, el NS4FR del blindaje lateral, la tapa de blindaje y el blindaje integrado en la base del contenedor, y por otro, las láminas de METAMIC de los tubos de combustible. Los elementos que suponen una reducción del blindaje neutrónico del contenedor son los muñones de elevación, los soportes de los muñones de rotación, el anillo de cortadura, las aletas bimetálicas y los pernos de la tapa de blindaje.

La barrera de confinamiento del contenedor está compuesta por los elementos que delimitan y sellan la cavidad interna del contenedor, es decir, la envolvente interior, la forja interior de la base, la forja superior y la tapa interior. Los elementos que suponen una ruptura de la barrera de confinamiento son las penetraciones de venteo y drenaje de la tapa interior. El resto de penetraciones no se incluyen en el modelo, dado que son pequeñas y no suponen ni una ruptura de la barrera de confinamiento ni una reducción del blindaje neutrónico.



(a) Vista 3D.



(b) Vista 2D.

Figura 3.15.: Modelo Monte Carlo del contenedor DPT.

Las dimensiones y materiales del contenedor se obtienen del Estudio de Seguridad del contenedor [43]. En cuanto a los materiales se emplean compuestos estándar de la Librería de composiciones estándar de SCALE 6.1, a excepción del material de blindaje neutrónico NS4FR y METAMIC que se definen explícitamente de acuerdo al Estudio de Seguridad.

- **Acero:** Los diversos aceros inoxidables que se emplean en el contenedor se modelan como acero inoxidable tipo 304, que es el tipo empleado mayoritariamente en la construcción del contenedor.
- **Blindaje neutrónico:** Las densidades y composición de los materiales de blindaje neutrónico se obtienen del Estudio de Seguridad del contenedor.
- **Helio:** La densidad del helio de llenado se obtienen de las especificaciones del suministrador.

3.6.3. Modelo del combustible gastado

Geometría y materiales

Los elementos de combustible gastado (apartado 2.5.3) se modelan individualmente, considerando cinco materiales homogeneizados distintos, uno para cada una de las cinco partes del elemento combustible: cabezales superior e inferior, plenums superior e inferior y zona activa (Figura 3.15b). Cada una de estas partes está compuesta por acero, inconel, zircaloy y el combustible gastado en proporciones variables.

Las dimensiones, pesos y materiales de las distintas partes de los elementos combustibles se obtienen del Estudio de seguridad del contenedor [43]. En función de las dimensiones y pesos de las distintas partes del elemento combustible se calculan las fracciones de volumen que ocupan cada una de ellas en el modelo.

La densidad y composición de los materiales de los elementos combustibles se obtienen de la Librería de composiciones estándar de SCALE 6.1, a excepción del combustible gastado. Se emplea la misma composición isotópica del combustible gastado para todos los elementos, que es la calculada por la CNT mediante ORIGEN para el elemento combustible CNT-0577 con perfil de quemado axial plano (Tabla ?? del Anexo D). De la composición isotópica obtenida para este elemento combustible se seleccionan todos aquellos isótopos cuya masa es mayor a 1 g, lo cual supone una disminución de la masa del combustible del 0,002 % aproximadamente.

Término fuente

Para cualquiera de los modelos empleados se define un único término fuente para cada contenedor distribuido en el volumen de la zona activa de los elementos combustibles. Las características de la emisión neutrónica de los elementos combustibles (tasa, espectro y perfil axial) se derivan de los cálculos realizados por CNT mediante ORIGEN para los elementos combustibles considerando sus especificaciones realistas y actualizadas (enriquecimiento, historial de quemado y enfriamiento) (apartado 2.5.3):

- **Tasa de emisión neutrónica:** Se emplea la tasa de emisión neutrónica propia de cada contenedor. La tasa de emisión de cada contenedor se obtiene como la suma de las

tasas de emisión de los elementos combustibles contenidos en el mismo. La tasa de emisión de cada elemento combustible es la proporcionada por CNT para un perfil de quemado axial plano corregida con el factor derivado de la consideración del perfil de quemado axial cóncavo de los elementos combustibles.

- **Espectro de emisión neutrónica:** Se generaliza para todos los contenedores a partir del correspondiente al elemento combustible CNT-0561 con perfil de quemado axial plano.
- **Perfil axial de emisión neutrónica:** Se generaliza para todos los contenedores a partir del correspondiente al elemento combustible CNT-0561.

El elemento de combustible gastado CNT-0561 se considera representativo del combustible gastado tipo III, que es el almacenado en los contenedores evaluados individualmente (DPT27 y DPT28) ya que tal y como se mostró en el apartado 2.5.3 las características de estos elementos combustibles son muy similares entre sí. Con respecto al combustible gastado tipo I y II, se considera que los parámetros del tipo III serán conservadores dado que presentan quemados mayores y tiempos de enfriamiento menores, lo que significa que tendrán mayor actividad neutrónica y fotónica debido a la presencia de más productos de fisión y que han tenido menos tiempo para decaer. A parte de los neutrones emitidos por el combustible gastado, en el modelo también se tiene en cuenta la multiplicación subcrítica derivada de las reacciones (n, xn) que se producen en el combustible gastado.

3.6.4. Detectores y otros parámetros para MAVRIC

Librerías de secciones eficaces

Se emplean las librerías de secciones eficaces ENDF/B-VII.0, recomendadas para el uso con los módulos de blindaje de SCALE 6.1, como es MAVRIC. SCALE 6.1 proporciona dos versiones de esta librería:

- Librería de grupos finos (v7-200n47g): Contiene 423 nucleidos con 200 grupos energéticos entre 0,01 meV y 20 MeV para neutrones y 47 grupos entre 0,01 y 20 MeV para fotones. Se emplea para el transporte Monte Carlo de la radiación neutrón.
- Librería de grupos anchos (v7-27n19g): Contiene los mismos nucleidos y abarca los mismos rangos energéticos que la librería de grupos finos, pero la energía se divide en 27 grupos para neutrones y 19 para fotones. Se emplea para la realización de los cálculos de ordenadas discretas necesarios para la preparación de mapas de importancias y fuentes adjuntas para el posterior proceso Monte Carlo.

Detectores

Para las simulaciones de los contenedores y del ATI se utilizan detectores puntuales situados en las posiciones en las que se han realizado medidas con el BSS (Tabla 3.4, apartado 3.5). Mediante estos detectores se calcula el espectro neutrónico, la tasa de fluencia neutrónica y la tasa de equivalente de dosis ambiental. Para cada posición evaluada se realiza una simulación con un único detector. La tasa de equivalente de dosis ambiental se calcula empleando los coeficientes de conversión de fluencia a dosis de la norma ICRP-74.

DPT/ATI	Localización	Referencia
DPT27	zona almacén	100 cm
DPT27	zona almacén	250 cm
DPT28	zona almacén	100 cm
DPT28	zona almacén	250 cm
DPT28	zona almacén	440 cm
DPT28	zona descarga	tapa
DPT28	zona descarga	tapa
ATI	interior	entre contenedores calientes
ATI	interior	entre contenedores fríos
ATI	exterior	pared oeste
ATI	exterior	pared sur

Tabla 3.4.: Localizaciones de cálculo para las simulaciones de los contenedores y del ATI.

Reducción de varianza

Para cada posición evaluada se implementa un mapa de importancias adecuado para optimizar el cálculo al detector puntual correspondiente. Los mapas de importancia se definen incluyendo una mayor densidad de planos en aquellas zonas donde se define el término fuente y el detector, así como en aquellas zonas donde se espera que haya un gradiente pronunciado de fluencia neutrónica, como son las interfases entre materiales distintos.

3.6.5. Modelo para irradiaciones de los materiales de blindaje neutrónico

Irradiaciones con fuente neutrónica

En la Figura 3.16 se muestra una sección general del modelo Monte Carlo del LPN implementado mediante el código MCNPX 2.7.e para las irradiaciones con fuente de ^{252}Cf , así como el detalle de la disposición experimental sobre la bancada de irradiación.

El modelo incluye el búnker, la bancada de irradiación, el sistema remoto de manipulación de fuente y la piscina de almacenamiento de fuentes, así como el conjunto fuente, placas de blindaje, soporte de las placas de blindaje y detector tal y como se ha dispuesto en las irradiaciones sobre la bancada de irradiación, considerando un gap de 0,01 cm entre las placas de blindaje.

La fuente de calibración de ^{252}Cf se modela como una fuente puntual empleando el espectro de fisión de Maxwell, con una temperatura nuclear de 1,42 MeV. La tasa de emisión de la fuente de ^{252}Cf a 19 de mayo de 2016 es de $(1,92 \pm 0,03) \cdot 10^8$ neutrones/s. El modelo incluye el porta cápsula de la fuente de ^{252}Cf .

Irradiaciones con fuente gamma

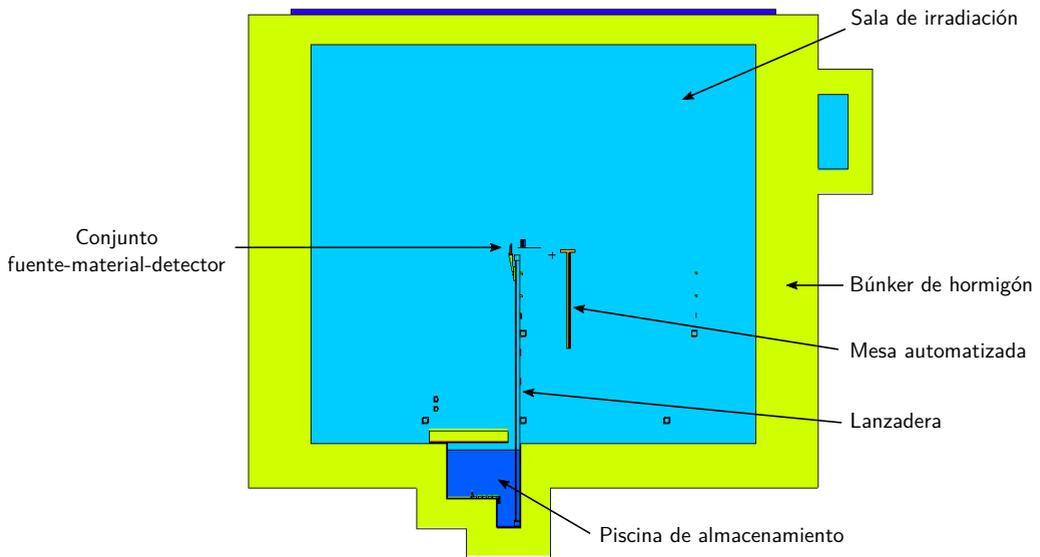
En la Figura 3.17 se muestra una sección general del modelo Monte Carlo del LPN para las irradiaciones con fuente de ^{137}Cs , así como el detalle de la disposición experimental sobre la bancada de irradiación.

El modelo es el mismo que el empleado para las irradiaciones con fuente neutrónica exceptuando, lógicamente, la fuente. La fuente de verificación de ^{137}Cs se modela empleando su principal línea de emisión, de 661,7 keV. La tasa de emisión de la fuente de ^{137}Cs a 19 de mayo de 2016 es de $(1,02 \pm 0,03) \cdot 10^{10}$ fotones/s. El modelo incluye el irradiador de la fuente de ^{137}Cs .

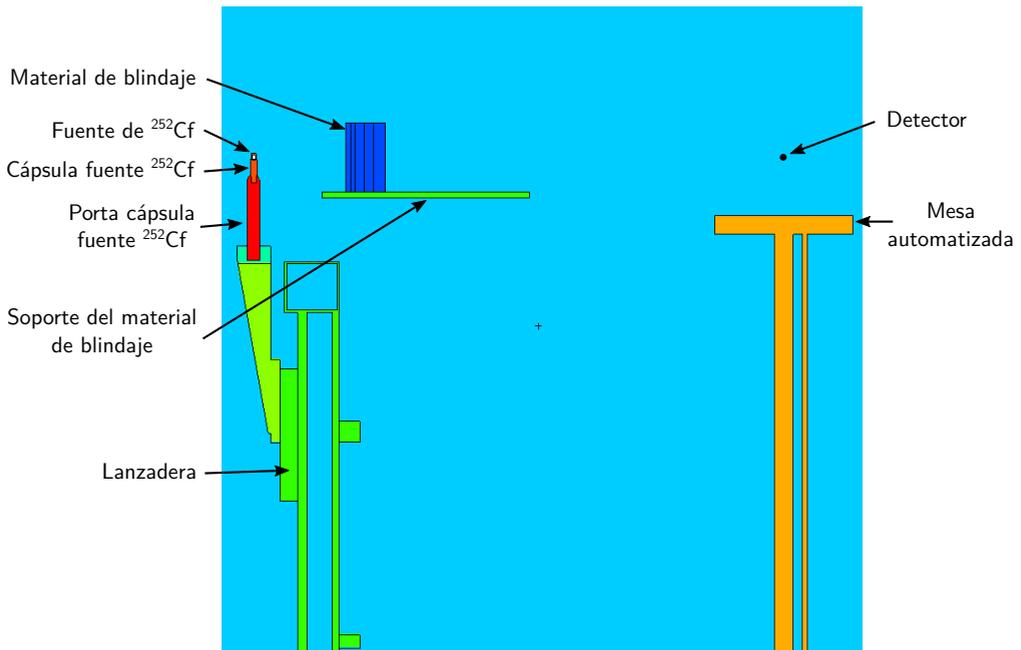
Detectores y otros parámetros para MCNPX

Para el cálculo de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica y gamma, así como de los espectros neutrónicos, se emplean detectores puntuales, las librerías de secciones eficaces ENDF/B-VII y los coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis ambiental recomendados en la norma ICRP 74.

Para los cálculos de $\dot{H}^*(10)$ se ejecutan 10^6 historias, suficiente para obtener incertidumbres estadísticas por debajo del 1 %. Para los cálculos de espectros neutrónicos se ejecutan 10^7 historias, suficiente para obtener incertidumbres estadísticas por debajo del 2 % en los intervalos de energía considerados. No se emplean técnicas de reducción de varianza.

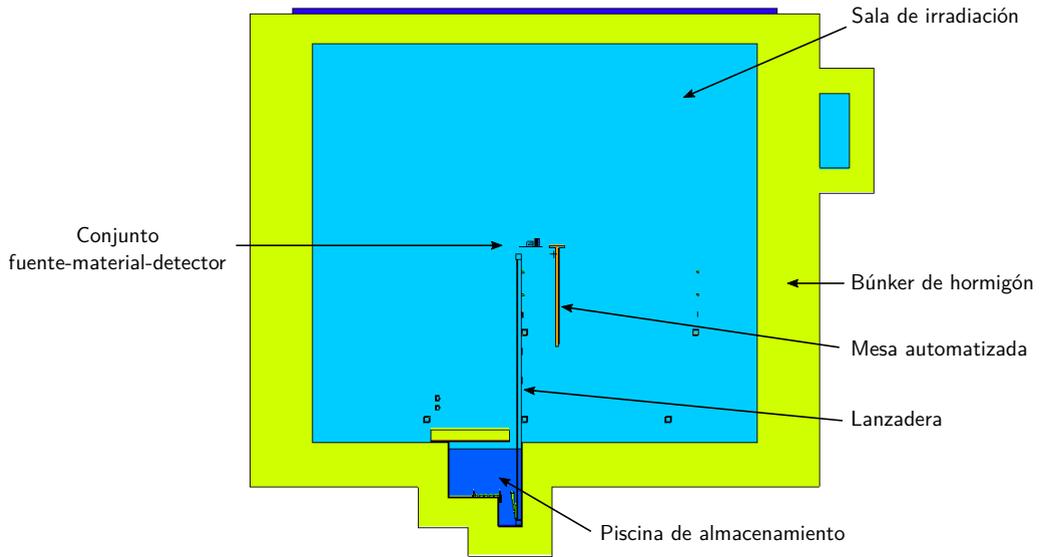


(a) Búnker irradiación LPN.

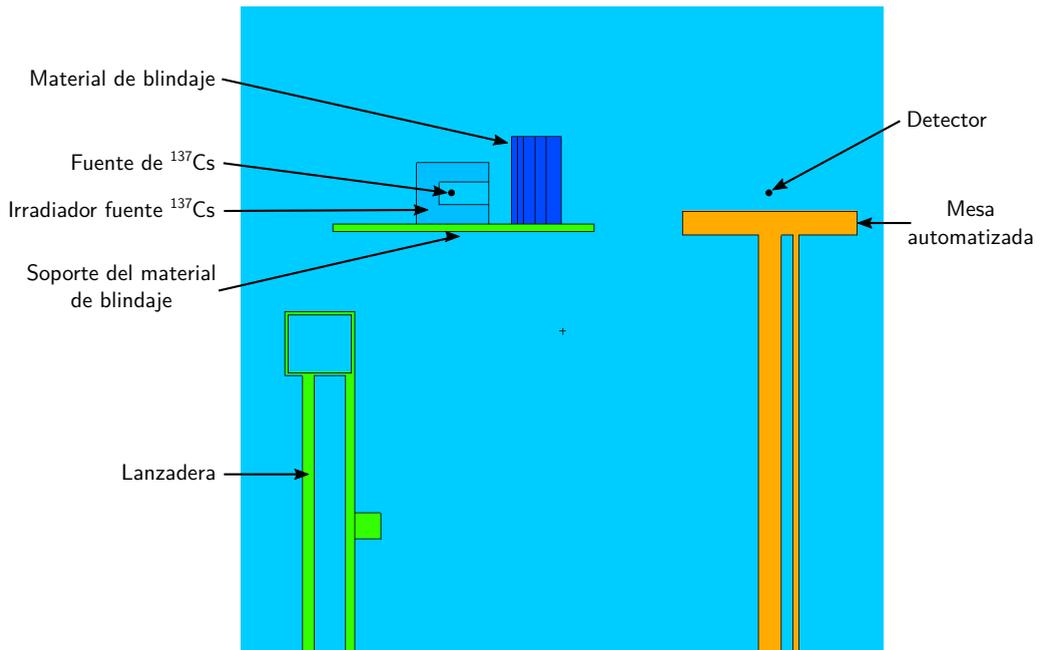


(b) Conjunto fuente - material - detector.

Figura 3.16.: Modelo Monte Carlo para irradiaciones con fuente de ^{252}Cf .



(a) Búnker irradiación LPN.



(b) Conjunto fuente - material - detector.

Figura 3.17.: Modelo Monte Carlo para irradiaciones con fuente de ^{137}Cs .

PARTE II

Resultados y conclusiones

4

Campo neutrónico alrededor del contenedor DPT

Este capítulo no se reproduce por motivos de confidencialidad.

5

Campo neutrónico en el ATI

Este capítulo no se reproduce por motivos de confidencialidad.

6

Simulaciones del contenedor DPT y del ATI

Este capítulo no se reproduce por motivos de confidencialidad.

7

Evaluación de materiales de blindaje neutrónico

En este capítulo se presentan los resultados de la evaluación de los tres materiales de blindaje neutrónico (apartado 2.5.4), incluyendo el empleado actualmente en los contenedores, el material comercial NS4FR (NS), el nuevo material diseñado por ENSA, Borotron con hidróxido de aluminio (BA), así como el material comercial en el que se basa el nuevo material, Borotron UH050 (BO).

La evaluación de estos tres materiales se realiza tal y como se indicaba en el apartado 3.1.3, en base a los fundamentos expuestos en el apartado 2.3 para la caracterización de materiales de blindaje neutrónico. Para ello, se emplean tanto medidas experimentales con el BSS de CIEMAT, un monitor neutrónico (LB6411) y un monitor gamma (AT1123) (apartado 3.3) como simulación Monte Carlo con el código MCNPX 2.7.e (apartado 3.4). Se sigue la metodología de medida descrita en los apartados 3.5.6 y 3.5.7 y la metodología de cálculo descrita en los apartados 3.6.5 y 3.6.5.

Primero se presentan los resultados de las medidas de espectrometría neutrónica realizadas para los tres materiales (apartado 7.1), incluyendo los registros del BSS, los espectros neutrónicos y las magnitudes integrales derivadas de tasa de fluencia y tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica. A continuación, se presenta la comparación con las correspondientes medidas de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica del monitor neutrónico y los factores de campo correspondientes, analizando si es necesaria su aplicación a las medidas de los monitores (apartado 7.2).

Posteriormente, se presentan los resultados del análisis de las propiedades de blindaje de los materiales frente a radiación neutrónica y gamma (apartado 7.3). Este análisis se realiza en base a las curvas de atenuación de tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica y gamma medidas y calculadas, a partir de las cuales se obtienen modelos de regresión de la tasa de equivalente de dosis ambiental en función del espesor del material. A partir de estos modelos se determinan los coeficientes de atenuación lineal de los materiales y los espesores de semi y décimo-reducción. Así mismo, se realiza un análisis del efecto que tiene la adición del hidróxido de aluminio en las propiedades de blindaje. En base a estos resultados se puede evaluar si el nuevo material de blindaje iguala las propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica y gamma del material empleado actualmente en los contenedores DPT.

Finalmente se comparan los resultados de las medidas tanto de dosimetría neutrónica y gamma como de espectrometría neutrónica con las simulaciones Monte Carlo (apartado 7.4). En base a estos resultados se podrán validar los modelos Monte Carlo de los materiales.

7.1. Análisis de los espectros neutrónicos

7.1.1. Registros del BSS

La Figura 7.1 muestra las cuentas por segundo medidas con el BSS en función del diámetro de la esfera para un espesor nominal de 8,5 cm de cada uno de los materiales de blindaje neutrónico evaluados así como sin material de blindaje. Las incertidumbres de estas medidas están por debajo del 1%. Tal y como se indicaba en el apartado 3.3.1, la suavidad de estas curvas es un indicador empírico del buen funcionamiento del BSS durante las medidas. En el caso sin material de blindaje, el máximo se da para la esfera de 7" mientras que con los materiales de blindaje el máximo se da para la esfera de 6". Por tanto, se espera que el espectro neutrónico medido sin material de blindaje esté menos termalizado que los espectros medidos con los materiales de blindaje, que serán muy similares entre sí. Estos resultados son coherentes dado que el contenido en hidrógeno de los materiales de blindaje termaliza parte los neutrones procedentes de la fuente, que se sumarán a los neutrones retro-dispersos por las paredes de hormigón de la instalación de calibración.

7.1.2. Espectros neutrónicos calculados y medidos

La Figura 7.2 muestra los espectros neutrónicos determinados a partir de las medidas con las esferas Bonner y los calculados mediante MCNPX, para un espesor nominal de 8,5 cm de cada uno de los materiales de blindaje, así como sin material de blindaje.

La estructura de los espectros es muy similar en todos los casos, presentando un pico rápido debido a los neutrones que atraviesan el material de blindaje, un pico térmico debido a los

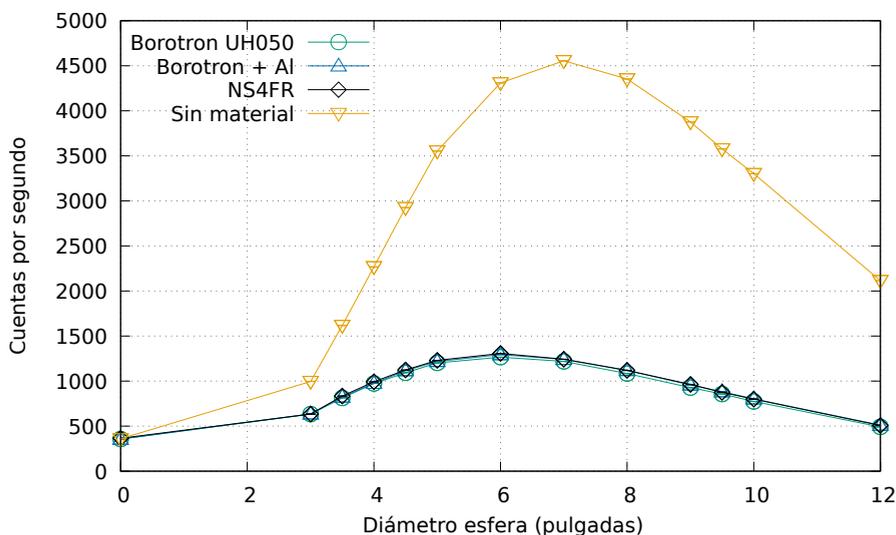
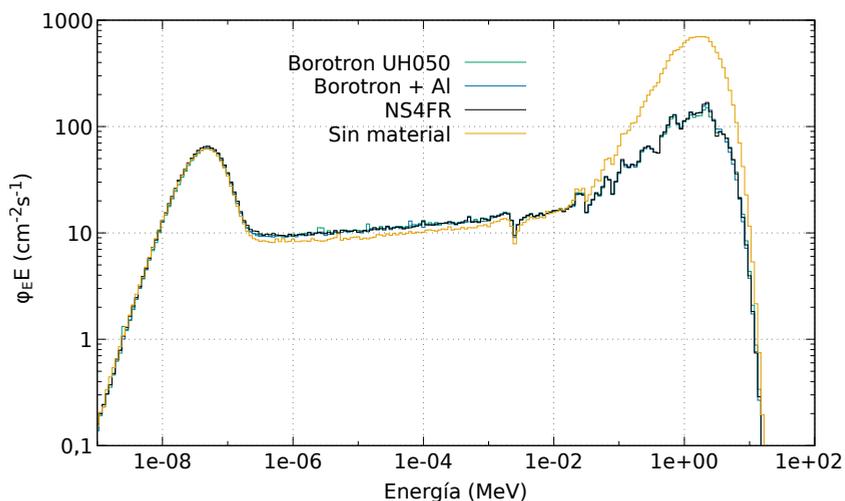


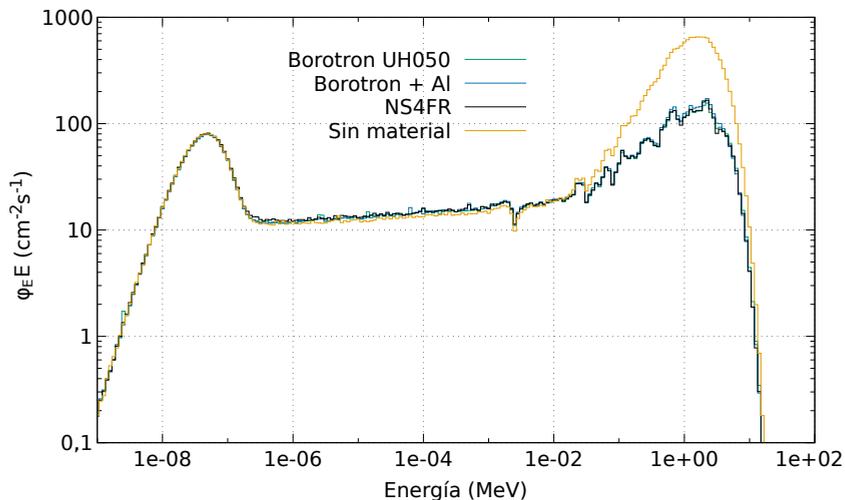
Figura 7.1.: Tasa de cuentas en función del diámetro de la esfera Bonner medida para los materiales de blindaje neutrónico y sin material de blindaje.

neutrones termalizados por el material de blindaje y a los retro-dispersos por las paredes de hormigón de la instalación y una componente intermedia.

Cohérentemente con la composición de los materiales, y tal y como apuntaban los registros de las esferas Bonner, el espectro neutrónico sin material de blindaje está menos termalizado que los espectros con material de blindaje, siendo la termalización muy similar para los tres materiales.



(a) Medidos con sistema de esferas Bonner.



(b) Calculados con MCNPX.

Figura 7.2.: Espectros neutrónicos medidos y calculados para los materiales de blindaje neutrónico y sin material de blindaje.

7.1.3. Magnitudes integrales

Fluencia neutrónica

La Figura 7.3 muestra la cantidad integral de tasa de fluencia neutrónica, φ , obtenida a partir de los espectros neutrónicos medidos para los materiales de blindaje evaluados (Tabla ?? del apéndice F). También se muestran las componentes rápida, intermedia y térmica de φ , tanto en valor absoluto (Figura 7.3a) como en porcentaje del total (Figura 7.3b). La incertidumbre típica de estos resultados es inferior al 10 % para las medidas y del 2 % para los cálculos.

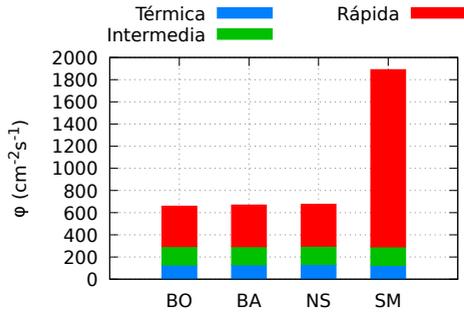
El espesor de 8,5 cm de los materiales de blindaje supone una reducción de la tasa de fluencia neutrónica al 35 % aproximadamente. Las componentes de los espectros son muy similares para todos los materiales de blindaje, representando la componente rápida aproximadamente el 55 % de la fluencia total, la componente intermedia 25 % y la térmica el 20 %. Sin embargo, el espectro sin material, al no contar con la contribución de neutrones moderados y termalizados por el material de blindaje, presenta mayor componente rápida, que asciende al 80 % aproximadamente, mientras que las componentes térmica y intermedia no llegan al 10 %.

Tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica

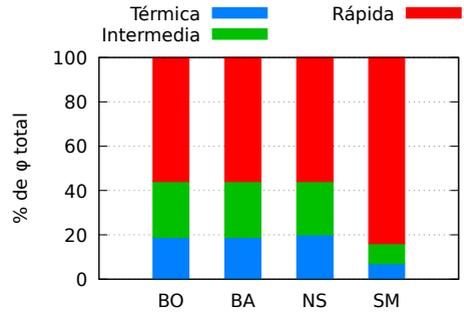
La Figura 7.3 muestra la cantidad integral de tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica, $\dot{H}^*(10)$, obtenida a partir de los espectros neutrónicos medidos para los materiales de blindaje evaluados (Tabla ?? del apéndice F). También se muestran las componentes rápida, intermedia y térmica de $\dot{H}^*(10)$, tanto en valor absoluto (Figura 7.3c) como en porcentaje del total (Figura 7.3d). La incertidumbre típica de estos resultados es inferior al 10 %.

El espesor de 8,5 cm de los materiales de blindaje supone una reducción de la $\dot{H}^*(10)$ neutrónica al 23 % aproximadamente. Coherentemente con los coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis ambiental neutrónica estándar de la norma ICRP 74 (Figura 2.1), los neutrones rápidos son los principales contribuyentes a la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica. Los neutrones rápidos suponen aproximadamente un 55 % de la tasa fluencia neutrónica total (Figura 7.3b), mientras que respecto a la tasa de equivalente de dosis ambiental suponen aproximadamente un 96 % (Figura 7.3d).

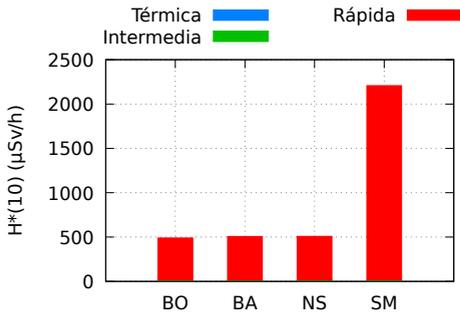
En estos resultados se demuestra el importante efecto de moderación y termalización que los materiales de blindaje tienen sobre el espectro neutrónico, que es fundamental para la reducción eficaz de la tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica. Se demuestra también que este efecto es muy similar para todos los materiales.



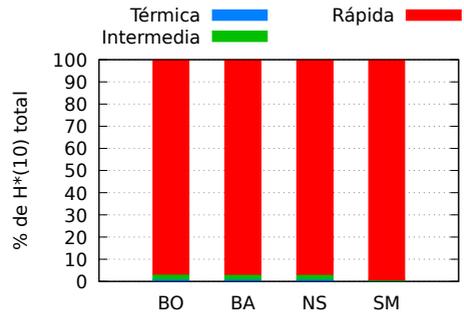
(a) φ neutrónica y componentes absolutas medidas.



(b) φ neutrónica y componentes relativas medidas.



(c) $\dot{H}^*(10)$ neutrónica y componentes absolutas medidas.



(d) $\dot{H}^*(10)$ neutrónica y componentes relativas medidas.

Figura 7.3.: Cantidades integrales medidas con el BSS para los materiales de blindaje neutrónico (BO, BA, NS) y sin material de blindaje (SM).

7.2. Validación de las medidas del monitor neutrónico

La Figura 7.4 y la Tabla 7.1 muestra la comparación entre las medidas de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica realizadas para un espesor nominal de 8,5 cm de los materiales de blindaje evaluados con el espectrómetro BSS y con el monitor LB6411. Las incertidumbres de estas medidas están por debajo del 6%.

Se observa que las medidas con ambos equipos son estadísticamente compatibles considerando sus incertidumbres típicas. Los factores de campo (Tabla 7.1), que se obtienen como el ratio entre las medidas de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica del espectrómetro y del monitor, son muy similares para los tres materiales, siendo las diferencias entre las medidas de ambos equipos de entre el 5% y el 6% con incertidumbres típicas de entre el 6% y el 7%. Por ello, en principio, no haría falta aplicar las correcciones de campo a las medidas del monitor neutrónico LB6411.

Sin embargo, las medidas de los materiales con el monitor neutrónico se van a emplear para evaluar las propiedades de blindaje de los materiales, y como se verá en el apartado anterior, las diferencias entre los materiales son muy pequeñas (entre el 1% y el 3% para los coeficientes de atenuación lineal obtenidos).

Por ello, para poder evaluar adecuadamente estas diferencias se requerirá la mayor exactitud posible en las medidas de los monitores, y por tanto, se aplicarán los factores de campo obtenidos a partir del BSS, que se emplea como instrumento de referencia. Cabe destacar que, aunque los factores de campo obtenidos suponen un incremento en la $\dot{H}^*(10)$ neutrónica registrada con el monitor neutrónico LB6411, las diferencias entre materiales en los factores también son muy pequeñas, del orden del 1%.

7.3. Análisis de las propiedades de blindaje

Previamente a exponer los resultados del análisis de las propiedades de blindaje de los materiales, conviene recordar que, el modelo considerado en este estudio para el blindaje de la radiación neutrónica y gamma emitida por una fuente puntual en función del espesor de material de blindaje, es un modelo con decaimiento exponencial y tres parámetros como el que describe la Ec. 7.1, tal y como se expuso en el apartado 2.3.1.

$$\dot{H}^*(x) = \dot{H}_0^* (e^{-\mu x} + F_R) \quad (7.1)$$

donde \dot{H}_0^* es la tasa de equivalente de dosis ambiental sin material de blindaje, μ es el coeficiente de atenuación lineal del material, x es el espesor del material y F_R la fracción de tasa de equivalente de dosis ambiental retro-dispersa, que se define como $R = \dot{H}_R^*/\dot{H}_0^*$ y que sólo se aplica a la radiación neutrónica.

Posición	$\dot{H}^*(10)$ BSS			$\dot{H}^*(10)$ LB6411			Factor de campo		
	M ($\mu\text{Sv/h}$)	$u(M)$ ($\mu\text{Sv/h}$)	$u_r(M)$ (%)	M ($\mu\text{Sv/h}$)	$u(M)$ ($\mu\text{Sv/h}$)	$u_r(M)$ (%)	f_c	$u(f_c)$	$u(f_c)$ (%)
BO	493	21	4	466	25	5	1,06	0,07	7
BA	508	10	2	484	27	6	1,05	0,06	6
NS	510	8	2	484	26	5	1,05	0,06	6

Tabla 7.1.: Comparación entre las medidas de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica con BSS y LB6411 para los materiales de blindaje neutrónico y factor de campo correspondiente.

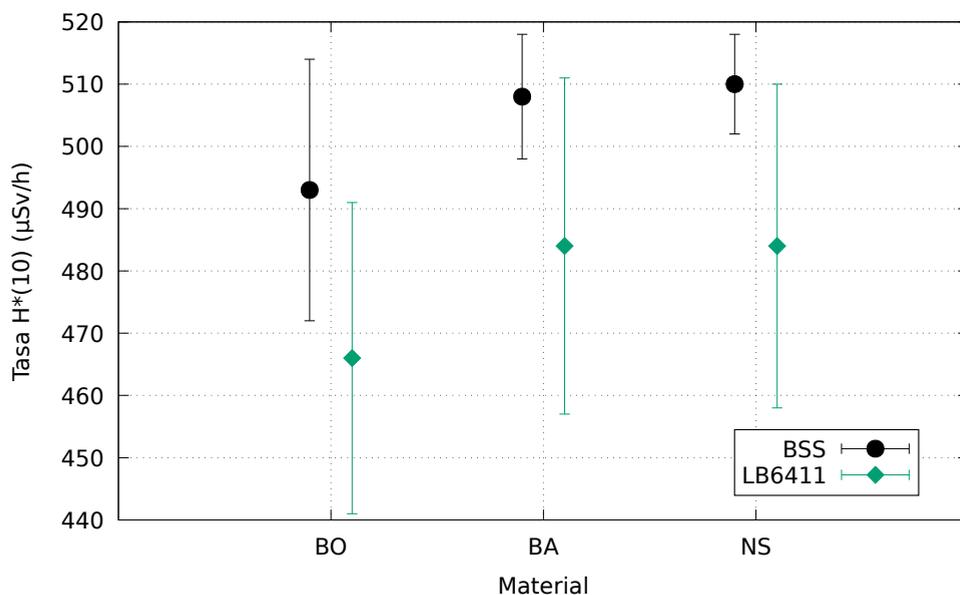


Figura 7.4.: Comparación entre las medidas de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica con BSS y LB6411 para los materiales de blindaje neutrónico.

7.3.1. Frente a radiación neutrónica

Curvas de atenuación de dosis

La Figura 7.5 muestra las curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica de los distintos materiales evaluados, medidas con el monitor neutrónico LB6411 y calculadas con MCNPX. La incertidumbre típica de estas medidas es inferior al 8 % para las medidas e inferior al 2 % para los cálculos. En las gráficas se muestran los datos con su incertidumbre expandida considerando un factor de cobertura $k = 2$.

En las curvas de atenuación, medidas o calculadas, se observa que las diferencias de $\dot{H}^*(10)$ entre los materiales son muy pequeñas, siendo en general los resultados entre materiales estadísticamente compatibles. Los tres materiales se comportan de manera prácticamente idéntica frente a la radiación neutrónica. Aún así pueden observarse algunas pequeñas diferencias. En general los valores de $\dot{H}^*(10)$ son inferiores para el Borotron UH050, superiores para el Borotron con hidróxido de aluminio e intermedias para el NS4FR. Según las medidas, el comportamiento del NS4FR es más próximo al Borotron con hidróxido de aluminio, mientras que según los cálculos, es más próximo al Borotron UH050.

Tal y como puede observarse en la Figura 7.5a, la incertidumbre de las medidas corregidas del monitor es muy grande comparada con las pequeñas diferencias que se aprecian entre los materiales. Por este motivo, para la realización de este análisis se emplean las lecturas directas del monitor LB6411 en vez de las medidas corregidas. Esto es posible ya que en el valor de la magnitud de lecturas y medidas son prácticamente iguales, tal y como se observa en la Figura 7.6 (los factores de corrección aplicados a las lecturas derivan en diferencias inferiores al 1 %), y sin embargo las incertidumbres de las medidas son significativamente más altas que las de las lecturas (inferiores al 8 % y al 1 % respectivamente), dificultando la evaluación de las pequeñas diferencias que existen entre los materiales.

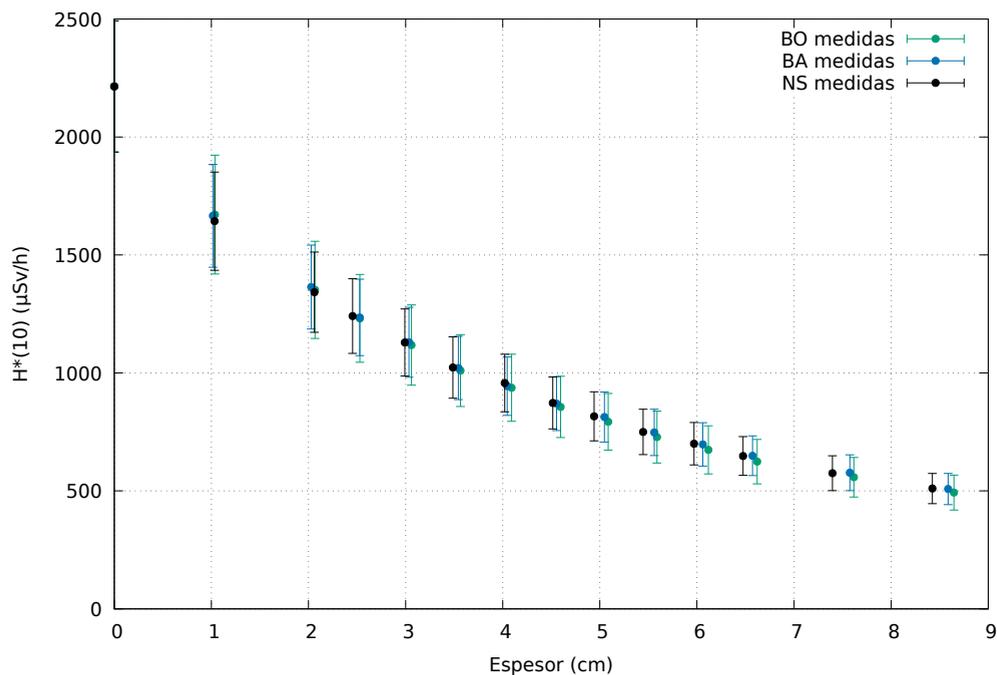
También en la Figura 7.6 puede observarse que las diferencias entre las lecturas o medidas y los cálculos son muy pequeñas y los resultados son estadísticamente compatibles. Las diferencias entre cálculos y medidas se analizan más detalladamente en el apartado 7.4.

Modelo de regresión

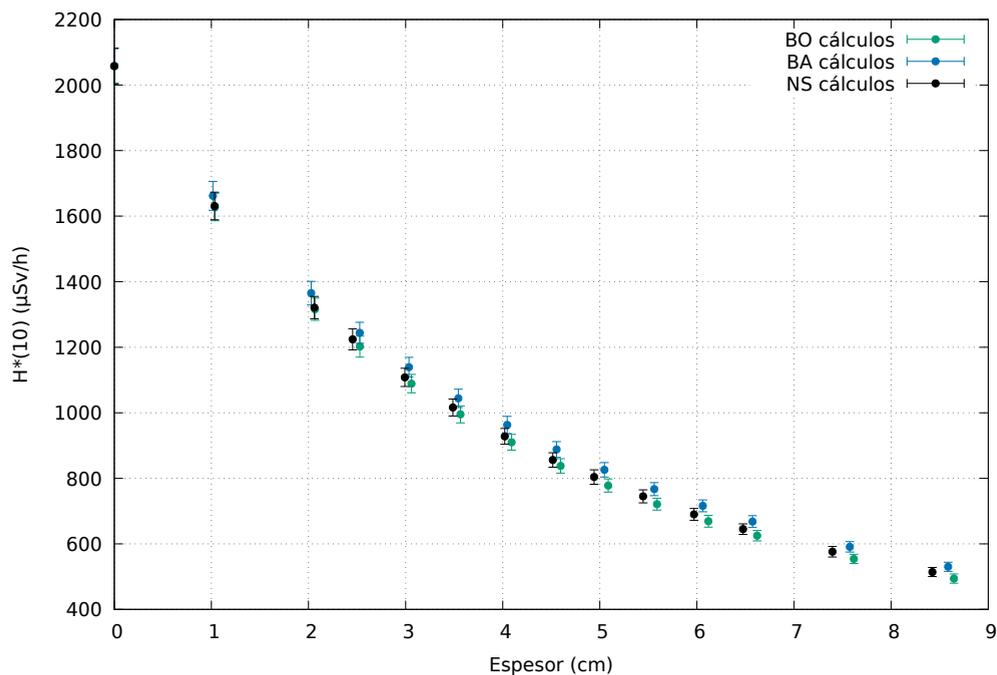
La Figura 7.7 muestra los modelos de regresión con decaimiento exponencial obtenidos a partir de las curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica de los distintos materiales evaluados, medidas con el monitor neutrónico LB6411 y calculadas con MCNPX. En estas gráficas se muestran los datos con factor de cobertura $k = 2$ y los modelos con un intervalo de confianza del 95 %.

Puede observarse como las tasas de equivalente de dosis ambiental neutrónicas medidas y calculadas con sus incertidumbres son coherentes con el intervalo de predicción del modelo para todos los materiales, siendo el coeficiente de determinación de los ajustes obtenidos, R^2 , superiores a 0,999.

La Tabla 7.3 recoge los parámetros de ajuste obtenidos por mínimos cuadrados ponderados. La tasa de equivalente de dosis ambiental neutrónica sin material de blindaje, \dot{H}_0^* , así como la fracción de tasa de equivalente de dosis ambiental retro-dispersa, F_R , son compatibles

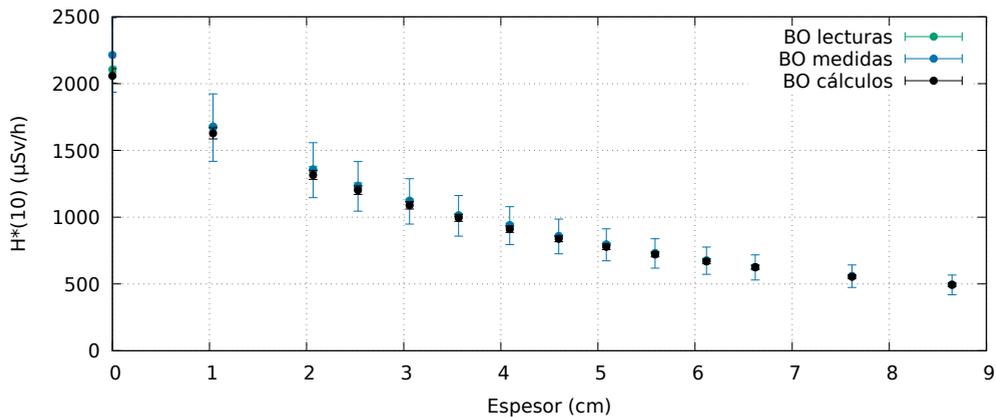


(a) Medida con monitor LB6411

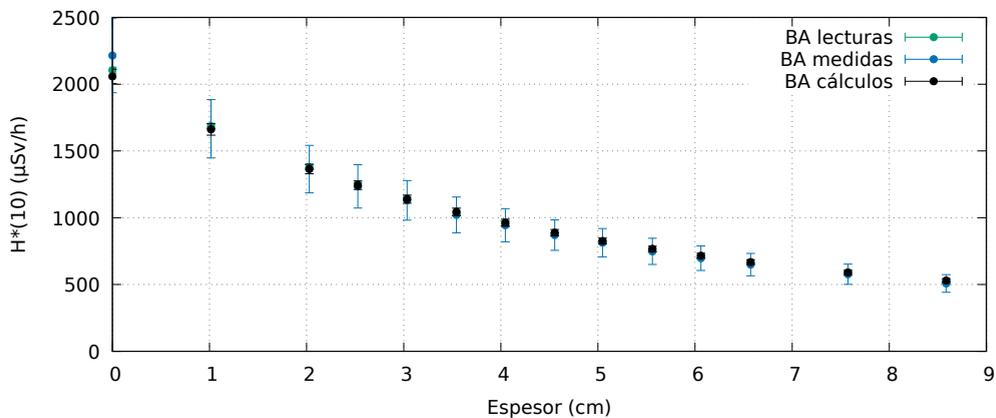


(b) Calculada con MCNPX

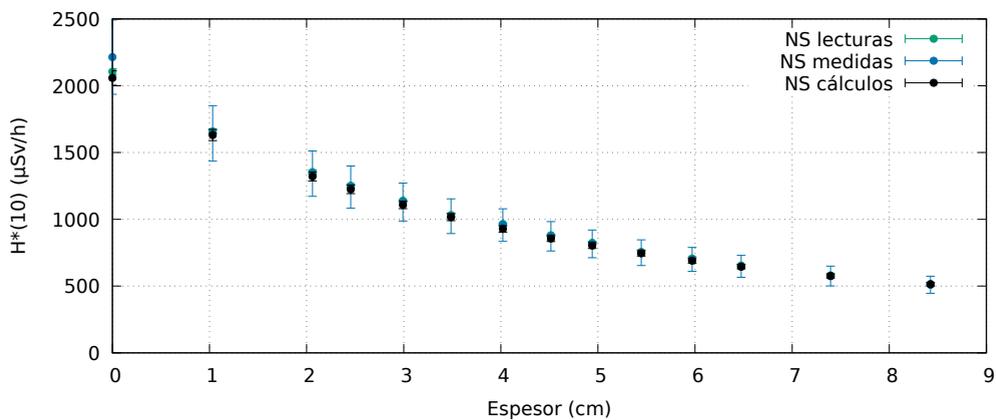
Figura 7.5.: Curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica medidas y calculadas (agrupadas según el conjunto de datos).



(a) Borotron UH050

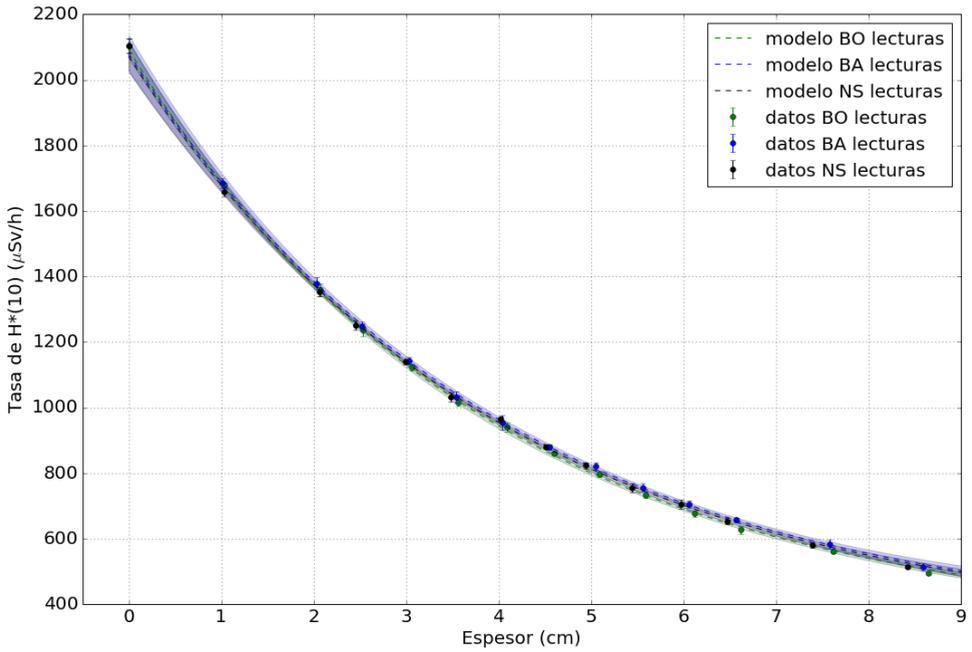


(b) Borotron + Al(OH)₃

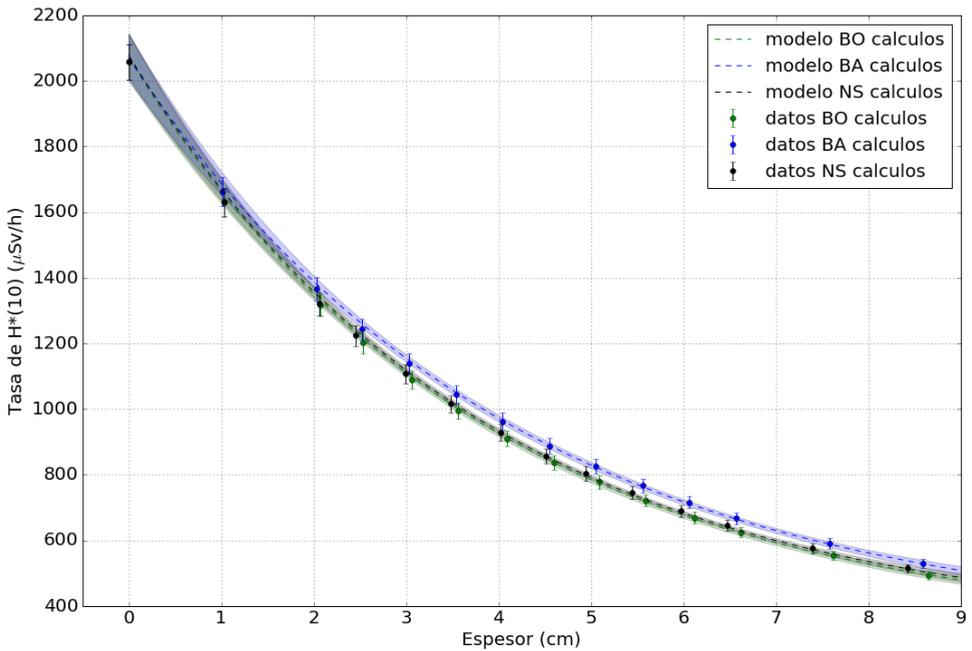


(c) NS4FR

Figura 7.6.: Curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica medidas y calculadas (agrupadas según el material).



(a) Medida con monitor LB6411



(b) Calculada con MCNPX

Figura 7.7.: Curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica medidas y calculadas y modelos obtenidos mediante ajuste por mínimos cuadrados (agrupadas según el conjunto de datos).

estadísticamente con las determinadas experimentalmente a partir de la tasa de equivalente de dosis ambiental total, \dot{H}_T^* , y retro-dispersa, \dot{H}_R^* , medidas mediante la técnica de los conos de sombra (Tabla 7.2).

Los coeficientes de atenuación lineal de los materiales, μ , son coherentes con el comportamiento observado en las curvas de atenuación, siendo superior para el Borotron UH050, inferior para el Borotron con hidróxido de aluminio e intermedio para el NS4FR.

Las diferencias entre materiales son muy pequeñas, tanto que los coeficientes de atenuación de los materiales son estadísticamente compatibles entre sí. La Tabla 7.4 recoge los ratios entre materiales de los coeficientes de atenuación lineal. Según las medidas, las diferencias entre el Borotron UH050 y los otros dos materiales son del 3 %, mientras que la diferencia entre el Borotron con hidróxido de aluminio y NS4FR son inferiores al 1 %. Según los cálculos, las diferencias entre el Borotron con hidróxido de aluminio y los otros dos materiales son del 6 % - 7 %, mientras que la diferencia entre Borotron UH050 y NS4FR es inferior al 2 %.

Los coeficientes de atenuación lineal obtenidos a partir de medidas y cálculos son estadísticamente compatibles entre sí. Las diferencias entre cálculos y medidas se analizan más detalladamente en el apartado 7.4.

Espesores de reducción

La Tabla 7.3 recoge los espesores de reducción de los materiales para $\dot{H}^*(10)$ neutrónica determinados a partir de medidas y cálculos. Los valores obtenidos son coherentes con el comportamiento observado en las curvas de atenuación y los coeficientes de atenuación lineal, siendo menores para el Borotron UH050, superiores para el Borotron con hidróxido de aluminio e intermedios para el NS4FR.

Las diferencias entre materiales son las mismas que las encontradas para los coeficientes de atenuación lineal. Los resultados obtenidos a partir de medidas y cálculos son estadísticamente compatibles considerando su incertidumbre expandida con un factor de cobertura $k = 2$. Nótese que los espesores de décimo-reducción obtenidos, $x_{1/10}$, se encuentran fuera del límite de aplicabilidad del modelo (8,5 cm).

Magnitud	Unidad	M	$u(M)$	$u_r(M)$
\dot{H}_T^*	$\mu\text{Sv/h}$	2086	8	0,4 %
\dot{H}_R^*	$\mu\text{Sv/h}$	322	3	1,0 %
\dot{H}_0^*	$\mu\text{Sv/h}$	1764	9	0,5 %
F_R	-	0,183	0,002	1,0 %

Tabla 7.2.: *Parámetros de referencia para el modelo determinados experimentalmente.*

Parámetro	Material	Medidas			Cálculos		
		M	$u(M)$	$u_r(M)$	C	$u(C)$	$u_r(C)$
\dot{H}_0^* ($\mu\text{Sv/h}$)	BO	1773	10	0,6 %	1755	18	1,0 %
	BA	1772	18	1,0 %	1755	18	1,0 %
	NS	1763	14	0,8 %	1755	18	1,0 %
μ (cm^{-1})	BO	0,261	0,005	2,0 %	0,265	0,007	2,8 %
	BA	0,253	0,008	3,0 %	0,246	0,008	3,1 %
	NS	0,255	0,006	2,3 %	0,261	0,008	2,9 %
F_R	BO	0,181	0,007	4,1 %	0,181	0,009	5,2 %
	BA	0,181	0,012	6,8 %	0,181	0,011	6,3 %
	NS	0,181	0,009	4,9 %	0,181	0,010	5,7 %
$x_{1/2}$ (cm)	BO	2,65	0,02	0,7 %	2,62	0,02	0,9 %
	BA	2,74	0,02	0,9 %	2,81	0,02	0,8 %
	NS	2,72	0,02	0,7 %	2,66	0,02	0,9 %
$x_{1/10}$ (cm)	BO	8,82	0,09	1,0 %	8,70	0,11	1,3 %
	BA	9,11	0,16	1,8 %	9,37	0,16	1,7 %
	NS	9,05	0,11	1,2 %	8,84	0,13	1,5 %

Tabla 7.3.: Parámetros de ajuste y espesores de reducción para $\dot{H}^*(10)$ neutrónica.

Materiales	Medidas			Cálculos		
	M	$u(M)$	$u_r(M)$	C	$u(C)$	$u_r(C)$
BO/BA	1,03	0,04	3,6 %	1,07	0,04	4,2 %
BO/NS	1,03	0,03	3,0 %	1,01	0,04	4,0 %
NS/BA	1,01	0,04	3,8 %	1,06	0,04	4,2 %

Tabla 7.4.: Ratios entre materiales de los coeficientes de atenuación lineal para $\dot{H}^*(10)$ neutrónica.

7.3.2. Frente a radiación gamma

Curvas de atenuación de dosis

Las Figuras 7.8 y 7.9 muestran las curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ gamma de los distintos materiales evaluados, medidas con el monitor gamma AT1123 y calculadas con MCNPX, así como los modelos de regresión obtenidos a partir de estos datos. La incertidumbre típica de estas medidas es inferior al 3% tanto para las medidas como los cálculos. En estas gráficas se muestran los datos con factor de cobertura $k = 2$ y los modelos con un intervalo de confianza del 95%.

En las curvas de atenuación agrupadas según el conjunto de datos (Figura 7.8), ya sean medidas o calculadas, se observa que las diferencias de $\dot{H}^*(10)$ entre los materiales son significativas, al contrario que lo observado para el caso de radiación neutrónica. Los valores de $\dot{H}^*(10)$ son inferiores para el NS4FR, superiores para el Borotron UH050 e intermedias para el Borotron con hidróxido de aluminio.

En las curvas de atenuación agrupadas según el material de blindaje (Figura 7.9), se observan que las tasas de equivalente de dosis ambiental calculadas reproducen adecuadamente las medidas. Las diferencias entre cálculos y medidas se analizan más detalladamente en el apartado 7.4.

Modelo de regresión de dosis

Tal y como se observa en las Figuras 7.8 y 7.9, las tasas de equivalente de dosis ambiental gamma medidas y calculadas con sus incertidumbres son coherentes con el intervalo de predicción del modelo con decaimiento exponencial para todos los materiales, siendo el coeficiente de determinación de los ajustes obtenidos, R^2 , superiores a 0,998.

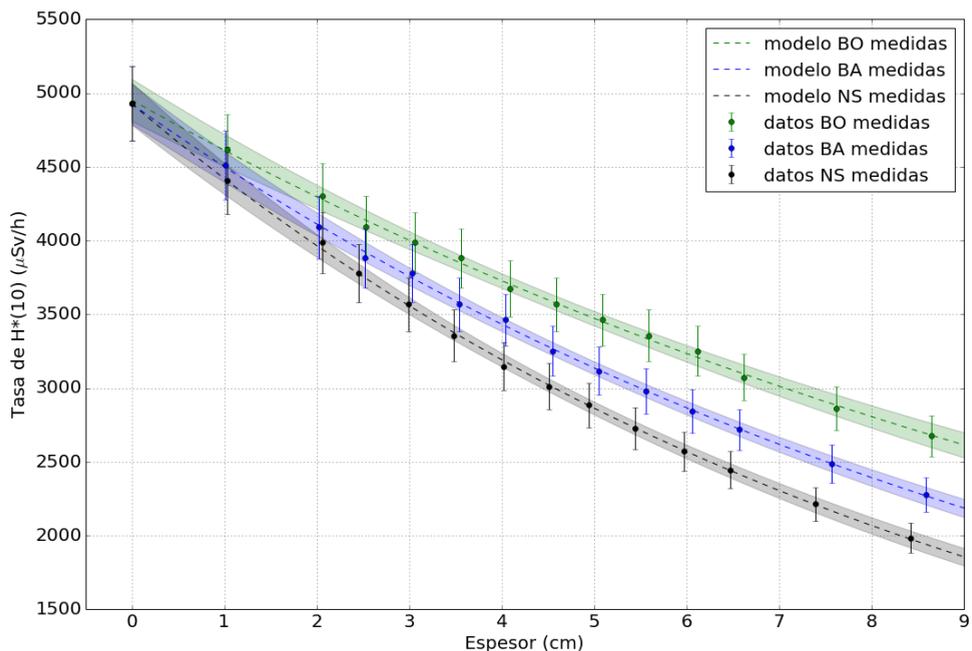
La Tabla 7.5 recoge los parámetros de ajuste obtenidos por mínimos cuadrados ponderados a partir de medidas y cálculos. Las tasas de equivalente de dosis ambiental gamma sin material de blindaje son compatibles estadísticamente con la determinada experimentalmente durante las medidas, que es 4931 ± 127 (2,6%) $\mu\text{Sv/h}$.

Los coeficientes de atenuación lineal de los materiales para radiación gamma son coherentes con el comportamiento observado en las curvas de atenuación, siendo superior para el NS4FR, inferior para el Borotron UH050 e intermedio para el Borotron con hidróxido de aluminio. Los coeficientes de atenuación lineal obtenidos a partir de medidas y cálculos son estadísticamente compatibles entre sí.

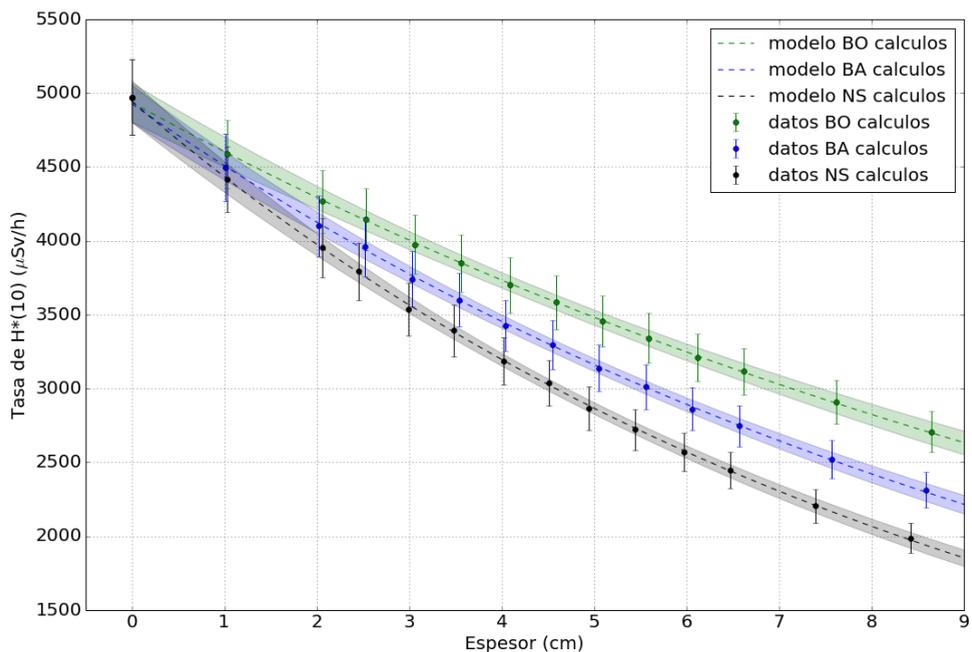
La Tabla 7.6 recoge los ratios entre materiales de los coeficientes de atenuación lineal. Según las medidas, el coeficiente de atenuación lineal del NS4FR es un 20% superior al del Borotron con hidróxido de aluminio y un 53% superior al del Borotron UH050, mientras que la diferencia entre el Borotron con hidróxido de aluminio y el Borotron UH050 es del 27%. Las diferencias entre materiales según los cálculos son análogas.

Espesores de reducción

La Tabla 7.5 recoge los espesores de reducción de $\dot{H}^*(10)$ gamma determinados a partir de medidas y cálculos. Los valores obtenidos son coherentes con el comportamiento observado

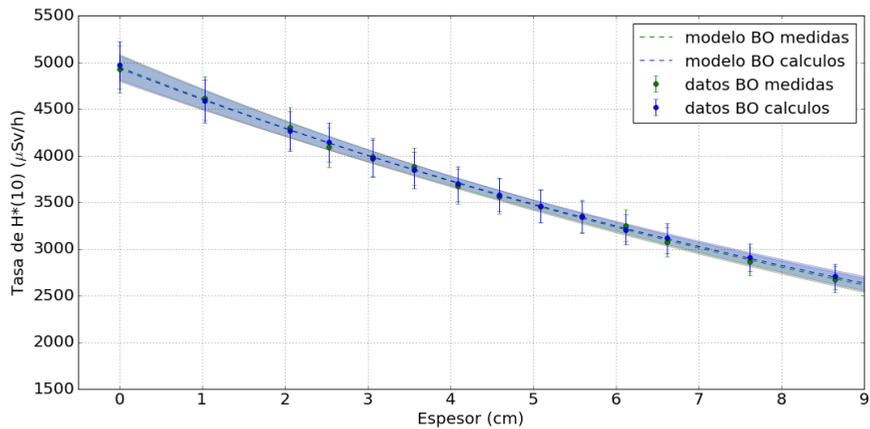


(a) Medida con monitor AT1123

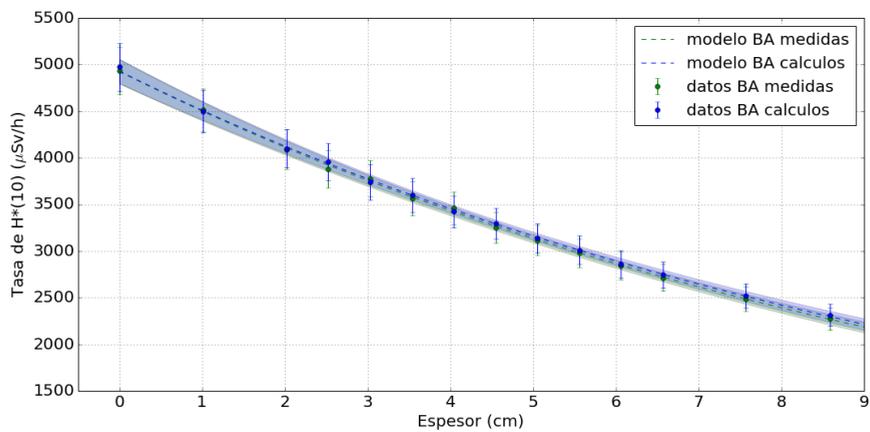


(b) Calculada con MCNPX

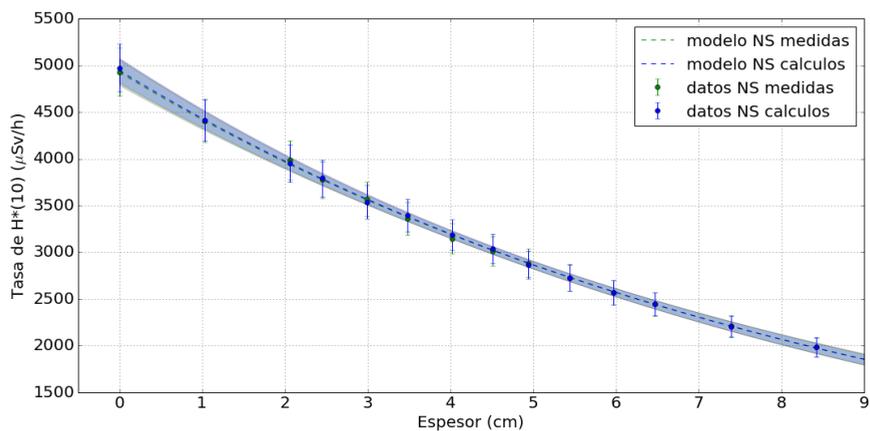
Figura 7.8.: Curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ gamma medidas y calculadas y modelos obtenidos mediante ajuste por mínimos cuadrados (agrupadas según el conjunto de datos).



(a) Borotron UH050



(b) Borotron + $\text{Al}(\text{OH})_3$



(c) NS4FR

Figura 7.9.: Curvas de atenuación de $\dot{H}^*(10)$ gamma medidas y calculadas y modelos obtenidos mediante ajuste por mínimos cuadrados (agrupadas según el material de blindaje).

en las curvas de atenuación y los coeficientes de atenuación lineal, siendo inferiores para el NS4FR, superiores para el Borotron UH050 e intermedios para el Borotron con hidróxido de aluminio.

Las diferencias entre los distintos materiales son las mismas que las encontradas para los coeficientes de atenuación lineal (Tabla 7.6). Los espesores de reducción obtenidos a partir de medidas y cálculos son estadísticamente compatibles entre sí. Las diferencias entre cálculos y medidas se analizan más detalladamente en el apartado 7.4. Nótese que los espesores de décimo-reducción obtenidos, $x_{1/10}$, se encuentran fuera del límite de aplicabilidad del modelo (8,5 cm).

Parámetro	Material	Medidas			Cálculos		
		M	$u(M)$	$u_r(M)$	C	$u(C)$	$u_r(C)$
\dot{H}_0^* ($\mu\text{Sv/h}$)	BO	4,953	70	1,4 %	4,938	69	1,4 %
	BA	4,927	70	1,4 %	4,929	69	1,4 %
	NS	4,928	71	1,4 %	4,946	70	1,4 %
μ (cm^{-1})	BO	0,071	0,003	4,0 %	0,070	0,003	4,1 %
	BA	0,090	0,003	3,2 %	0,089	0,003	3,2 %
	NS	0,109	0,003	2,7 %	0,109	0,003	2,7 %
$x_{1/2}$ (cm)	BO	9,78	0,24	2,4 %	9,91	0,24	2,4 %
	BA	7,68	0,13	1,7 %	7,79	0,13	1,6 %
	NS	6,40	0,09	1,3 %	6,36	0,08	1,3 %
$x_{1/10}$ (cm)	BO	32,5	1,2	3,6 %	32,9	1,2	3,7 %
	BA	25,6	0,7	2,8 %	25,9	0,6	2,5 %
	NS	21,2	0,5	2,2 %	21,2	0,5	2,3 %

Tabla 7.5.: Parámetros de ajuste y espesores de reducción para $\dot{H}^*(10)$ gamma.

Materiales	Medidas			Cálculos		
	M	$u(M)$	$u_r(M)$	C	$u(C)$	$u_r(C)$
NS/BA	1,20	0,05	4,2 %	1,23	0,05	4,2 %
BA/BO	1,27	0,07	5,1 %	1,27	0,07	5,2 %
NS/BO	1,53	0,07	4,8 %	1,56	0,08	4,9 %

Tabla 7.6.: Ratios entre materiales de los coeficientes de atenuación lineal para $\dot{H}^*(10)$ gamma.

7.3.3. Efecto de la adición de $\text{Al}(\text{OH})_3$ al Borotron UH050

Propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica

Según la composición de los materiales (Tabla 2.1), la incorporación del hidróxido de aluminio al Borotron UH050 supone una reducción del 36 % del porcentaje en peso de hidrógeno del material. El material resultante tiene un porcentaje en peso de hidrógeno un 26 % mayor que el NS4FR. Cuando además se tienen en cuenta las densidades de los materiales (Figura 7.10), estas diferencias se reducen. La incorporación del hidróxido de aluminio al Borotron UH050 supone una reducción del 15 % de la densidad másica de hidrógeno del material, $\rho(H)$. El material resultante tiene una densidad másica de hidrógeno un 5 % mayor que el NS4FR.

En la Figura 7.11a, se puede observar cómo, de acuerdo con la disminución del contenido en hidrógeno, el coeficiente de atenuación lineal, μ , del Borotron con hidróxido de aluminio es inferior al del Borotron UH050. Sin embargo, se observa que el coeficiente de atenuación del NS4FR es ligeramente superior al del Borotron con hidróxido de aluminio. Esta aparente contradicción se resuelve teniendo en cuenta las diferencias de contenido de otros isótopos que también son significativos para el blindaje de la radiación neutrónica. Tal y como se observa en las Figuras 7.10 y 7.11a, el NS4FR tiene densidades másicas significativamente más altas de oxígeno, $\rho(O)$, y aluminio, $\rho(\text{Al})$, que el Borotron con hidróxido de aluminio. Estos isótopos presentan grandes efectos de resonancia en las secciones eficaces de dispersión en el rango energético entre 0,01 y 10 MeV, efecto que no presentan el resto de isótopos (Figura 7.10b), y que puede justificar la mayor atenuación del NS4FR.

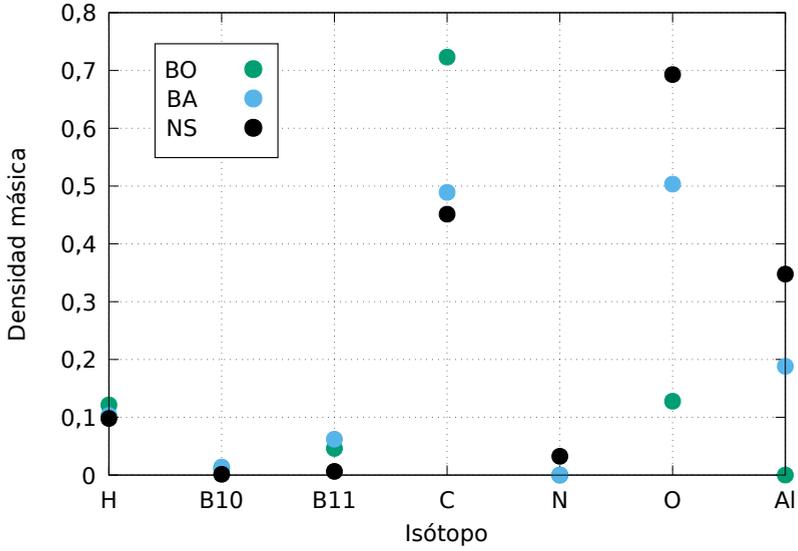
Se puede concluir que la adición del 40 % en peso de hidróxido de aluminio al Borotron UH050 hace que las propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica del material empeoren debido a la reducción del contenido en hidrógeno. El material resultante presenta una eficiencia muy similar al NS4FR como blindaje frente a radiación neutrónica, siendo las diferencias de los espesores de reducción entre ambos materiales del orden del 1 %.

Propiedades de blindaje frente a radiación gamma

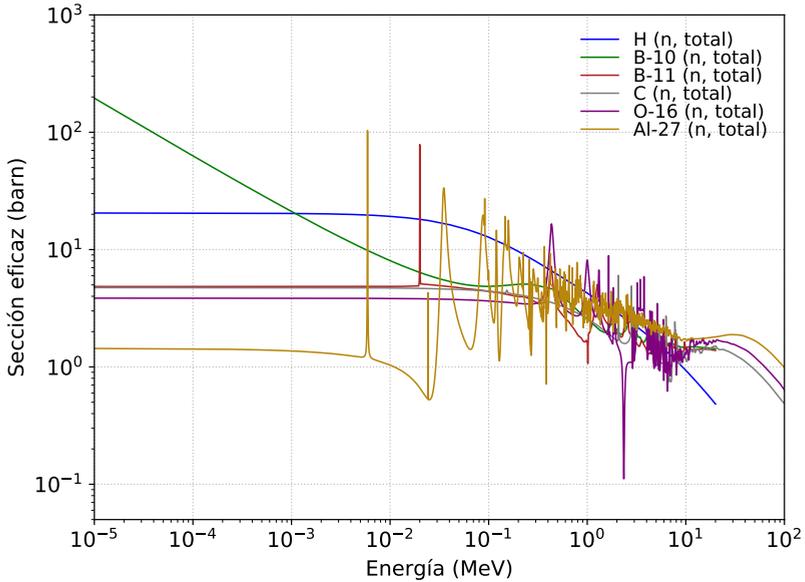
Según la composición de los materiales (Tabla 2.1), la incorporación del hidróxido de aluminio al Borotron UH050 supone un aumento del 29 % en la densidad del material, ρ . El material resultante tiene un porcentaje en peso de aluminio un 35 % inferior al NS4FR. La diferencia aumenta hasta el 56 % en términos de densidad másica de aluminio, $\rho(\text{Al})$ (Figura 7.10). La densidad del material resultante es un 18 % inferior a la del NS4FR.

En la Figura 7.11a, se puede observar cómo, de acuerdo con el aumento de la densidad, el coeficiente de atenuación lineal, μ , es inferior para el Borotron UH050, intermedio para el Borotron con hidróxido de aluminio y superior para el NS4FR.

Se puede concluir que la adición del 40 % en peso de hidróxido de aluminio al Borotron UH050 hace que las propiedades de blindaje frente a radiación gamma del material mejoren debido al aumento de densidad del material. El material resultante presenta una eficiencia inferior al NS4FR como blindaje frente a radiación gamma, requiriéndose mayores espesores de este material para igualar las propiedades del NS4FR, siendo las diferencias de los espesores de reducción entre ambos materiales del orden del 20 %.

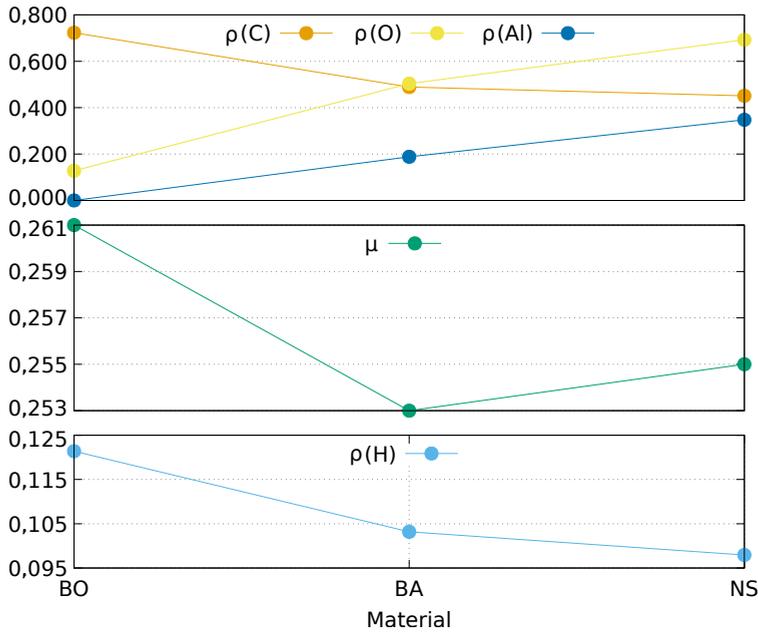


(a) Densidades másicas isotópicas.

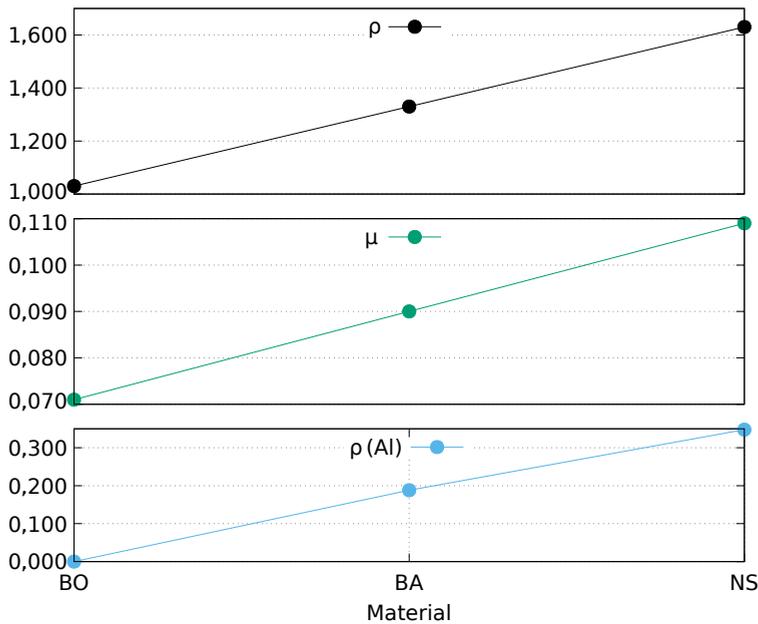


(b) Secciones eficaces de dispersión elástica neutrónica de los isótopos.

Figura 7.10.: Composición y secciones eficaces de los materiales de blindaje.



(a) Radiación neutrónica.



(b) Radiación gamma.

Figura 7.11.: Características relevantes de los materiales para las propiedades de blindaje: coeficiente de atenuación lineal, μ (cm^{-1}), densidad del material, ρ (g/cm^3), y densidades másicas isotópicas, $\rho(i)$ (g/cm^3).

7.4. Comparación entre cálculos y medidas

7.4.1. Espectros neutrónicos

En la Figura 7.12 se comparan los espectros neutrónicos medidos y simulados para un espesor nominal de 8,5 cm de cada uno de los materiales de blindaje. En estas gráficas se muestran los intervalos de confianza de los espectros para un nivel de confianza del 95 %.

Los espectros calculados reproducen adecuadamente la distribución energética de los neutrones y tienden en general a sobreestimar ligeramente la intensidad de los espectros medidos. Se observa cómo los espectros calculados, que tienen incertidumbres inferiores a los espectros medidos, se encuentran muy próximos al límite superior del intervalo de confianza de los espectros medidos.

Las diferencias más significativas se encuentran en el rango energético térmico y epitérmico de baja energía, aunque estas diferencias no tienen demasiada transcendencia a nivel de $\dot{H}^*(10)$, dado que los principales contribuyentes son los neutrones rápidos.

7.4.2. Tasa de equivalente de dosis ambiental

En la Figura 7.13 se comparan las tasas de equivalente de dosis ambiental neutrónica y gamma medidas con los monitores y calculadas con MCNPX, para distintos espesores de los materiales de blindaje evaluados.

Para radiación neutrónica, los ratios cálculo/medida se encuentran en un rango del $\pm 4\%$ para todos los casos evaluados, siendo el ratio promedio 0,993. Se observa una tendencia de las simulaciones a sobrestimar ligeramente las medidas del Borotron con hidróxido de aluminio (ratio promedio 1,018), mientras que se tiende a subestimar ligeramente las medidas del NS4FR (ratio promedio 0,989) y del Borotron UH050 (ratio promedio 0,984). Los resultados de cálculo y medida son estadísticamente compatibles considerando su incertidumbre típica.

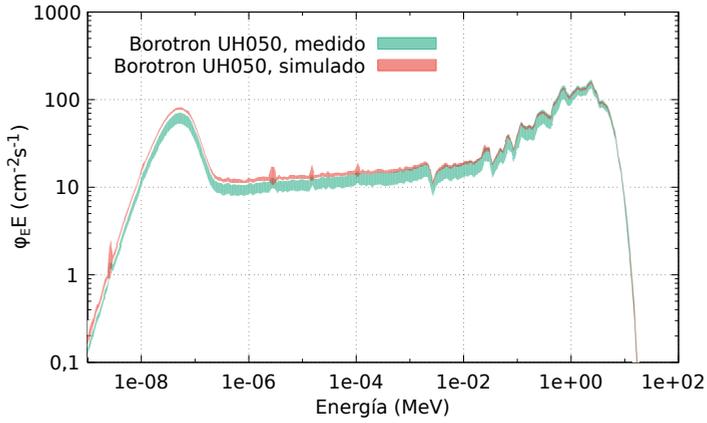
Para radiación gamma, los ratios cálculo/medida se encuentran en un rango del $\pm 2\%$ para todos los casos evaluados, siendo el ratio C/M promedio 1,003. No se observa tendencia de las simulaciones a sobrestimar o subestimar las medidas, si no que presenta un comportamiento oscilatorio. Los resultados de cálculos y medidas son estadísticamente compatibles considerando su incertidumbre típica.

7.4.3. Parámetros de ajuste y espesores de reducción

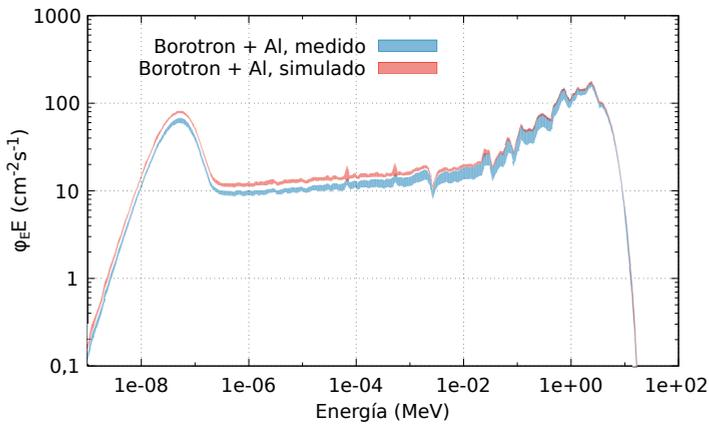
En la Figura 7.14 se comparan los parámetros de ajuste de las regresiones de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica y gamma medidas con los monitores y calculadas con MCNPX, y los espesores de reducción obtenidos a partir de ellas, para los materiales de blindaje evaluados.

Los ratios cálculo/medida se encuentran en un rango del $\pm 3\%$ para todos los casos evaluados. Los resultados de cálculos y medidas son estadísticamente compatibles considerando un factor de cobertura $k = 2$.

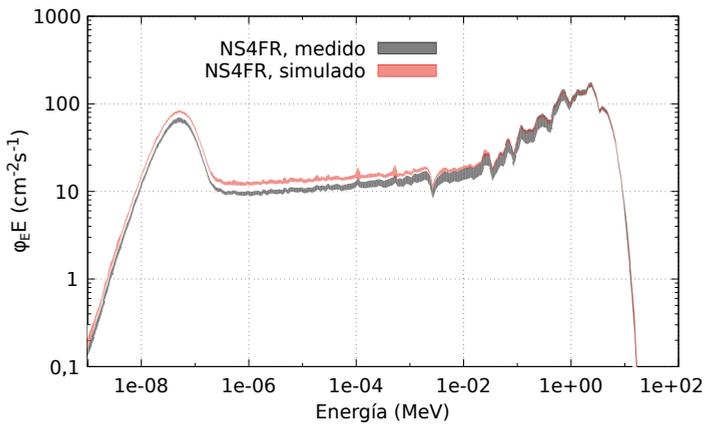
Estos resultados permiten validar los modelos Monte Carlo implementados de los materiales para el cálculo de tasas de equivalente de dosis ambiental y espectros neutrónicos.



(a) Borotron UH050.

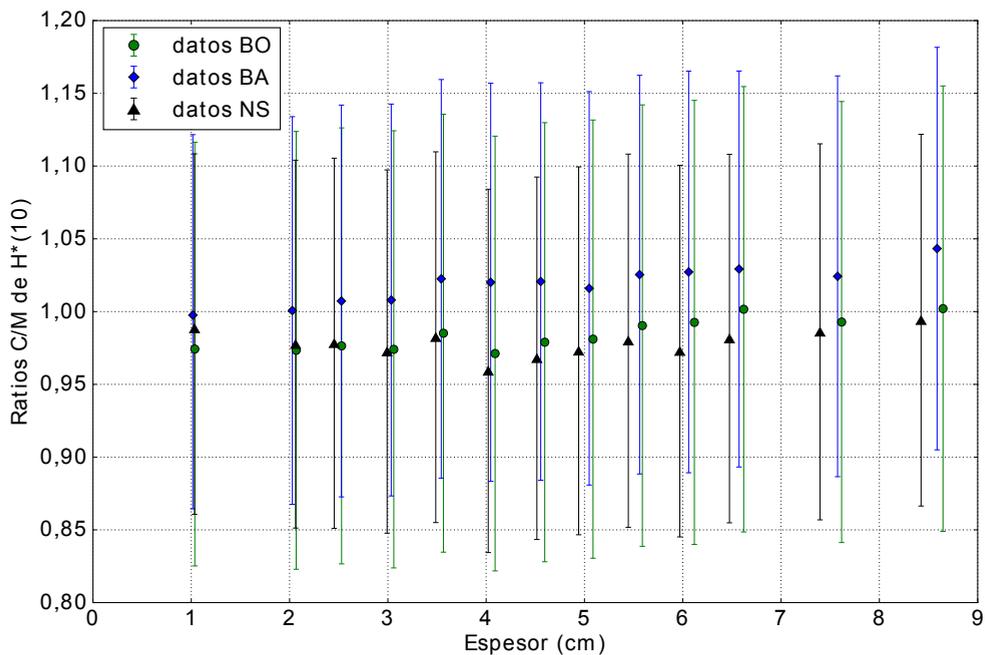


(b) Borotron + $Al(OH)_3$.

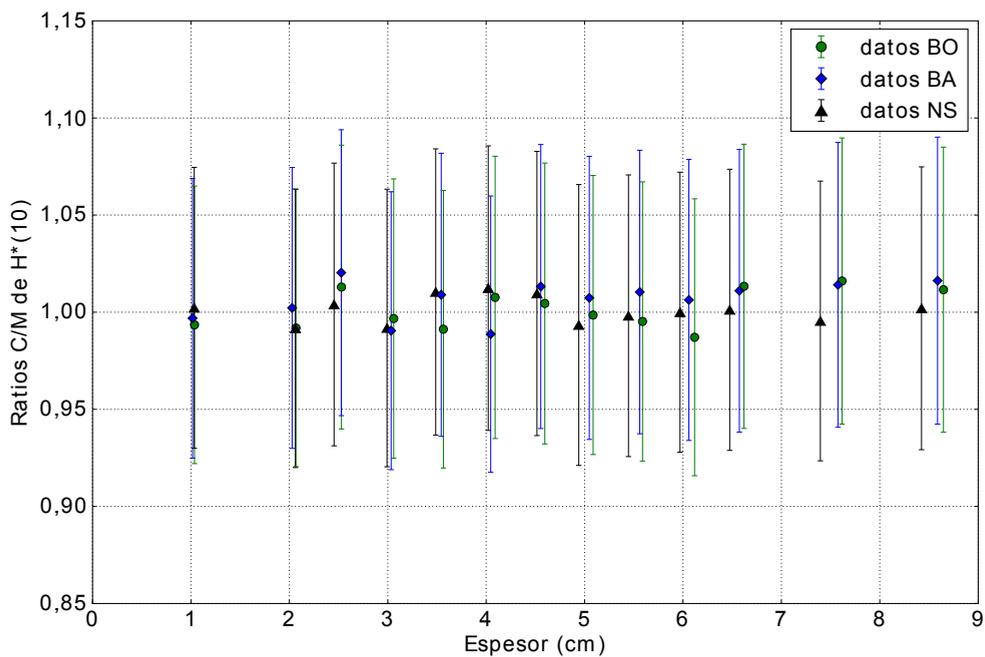


(c) NS4FR.

Figura 7.12.: Comparación entre espectros neutrónicos calculados y medidos.

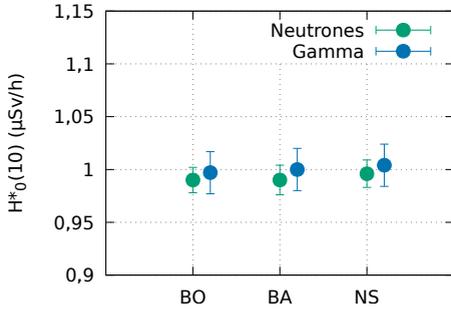


(a) Radiación neutrónica.

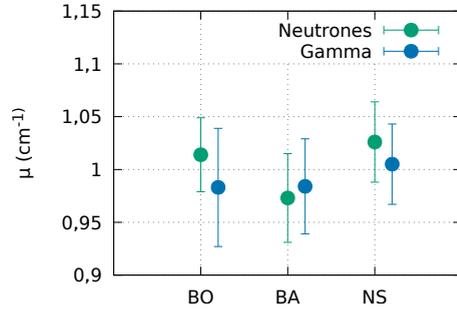


(b) Radiación gamma.

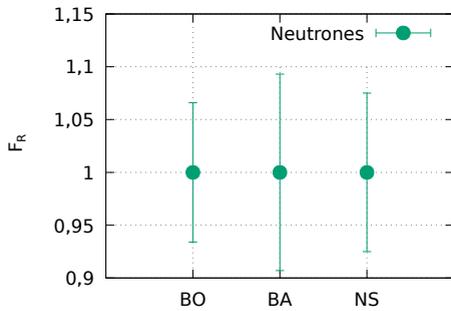
Figura 7.13.: Ratios cálculo/medida de $\dot{H}^*(10)$ neutrónica.



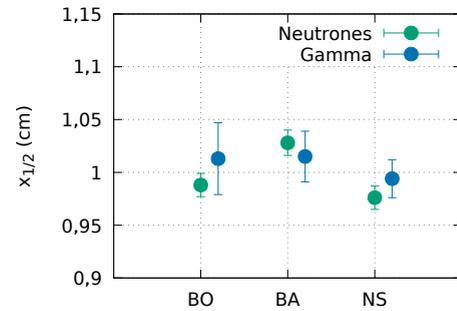
(a) Tasa de equivalente de dosis ambiental sin material de blindaje.



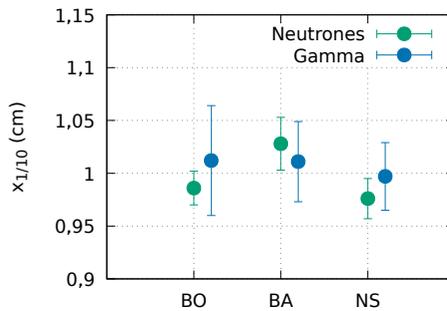
(b) Coeficiente de atenuación lineal.



(c) Fracción de tasa de equivalente de dosis ambiental retro-dispersa.



(d) Espesor de semi-reducción.



(e) Espesor de décimo-reducción.

Figura 7.14.: Ratios cálculo/medida de los parámetros de ajuste y espesores de reducción.

La necesidad de capacidad de almacenamiento adicional para el combustible nuclear gastado generado en las centrales nucleares españolas, que han agotado prácticamente la capacidad de sus piscinas de combustible gastado a la espera de la construcción y puesta en marcha del Almacén Temporal Centralizado, ha llevado a que prácticamente todas las centrales nucleares españolas hayan puesto o estén poniendo en marcha sus propios Almacenes Temporales Individuales en los que se emplean contenedores para el almacenamiento en seco del combustible gastado.

La central nuclear de Trillo fue la primera en poner en marcha su propio ATI en 2002 licenciado para almacenar 80 contenedores tipo DPT fabricados por la empresa española ENSA, y en 2016 completaba su capacidad licenciada de almacenamiento con 32 contenedores debido a los requisitos de enriquecimiento, quemado y enfriamiento de la licencia del contenedor. En esta central la solución para la necesidad de capacidad de almacenamiento adicional supone el re-licenciamiento del ATI con el objetivo de almacenar los 32 contenedores tipo DPT, con capacidad para 21 elementos de combustible gastado, y 48 contenedores del nuevo modelo ENUN 32P, con capacidad para 32 elementos de combustible gastado y también fabricado por ENSA.

En este proyecto se han estudiado dos opciones para contribuir a mejorar la problemática del almacenamiento de combustible nuclear gastado, gracias al reciente establecimiento de un sistema de metrología neutrónica en España, materializado en el Laboratorio de Patrones Neutrónicos del CIEMAT. La primera opción es la caracterización de campos neutrónicos de trabajo mediante espectrometría neutrónica, y la segunda es la evaluación de materiales de blindaje neutrónico en campos neutrónicos estandarizados.

Caracterización de campos neutrónicos de trabajo

Por un lado, se ha aplicado la técnica de espectrometría neutrónica mediante esferas Bonner tal y como se recomienda en la norma ICRU 66 para llevar a cabo una caracterización dosimétrica detallada y extensa de los campos neutrónicos de trabajo presentes en el entorno de los contenedores tipo DPT empleados en la central nuclear de Trillo así como en el interior y en el exterior del propio Almacén Temporal Individual de la central. La necesidad de la espectrometría neutrónica se deriva de que en el caso de la radiación neutrónica, y a diferencia del resto de radiaciones ionizantes, la distribución energética de los neutrones es

una magnitud fundamental, ya que por un lado, la respuesta de los dosímetros de neutrones, ya sean personales o de área, con los que habitualmente se miden estas magnitudes, tiene una fuerte dependencia de la energía de los neutrones, y por otro, estos equipos se calibran en campos neutrónicos estándar cuya distribución energética puede diferir significativamente de los campos neutrónicos de trabajo.

Los espectros neutrónicos, dada la complejidad y el tiempo que requieren las medidas de espectrometría, se determinan en cinco posiciones significativas alrededor de contenedores individuales así como en dos posiciones en el interior y dos en el exterior del ATI con el sistema de esferas Bonner de CIEMAT. Los espectros obtenidos son coherentes con el diseño del contenedor y del ATI. Al tratarse de contenedores metálicos almacenados en un edificio de hormigón, los espectros en el interior del ATI presentan las tres componentes típicas de los espectros en campos neutrónicos de trabajo, un espectro de fisión degradado a energías más bajas, una componente térmica y una componente intermedia, mientras que en el exterior del ATI se encuentran espectros totalmente termalizados.

Una vez caracterizado el campo neutrónico en términos del espectro neutrónico, se determina a partir del mismo la magnitud operacional de protección radiológica de equivalente de dosis ambiental neutrónica y se compara con las medidas realizadas en las mismas posiciones con monitores neutrónicos de área, concretamente un monitor Studsvik Digipig 2222A y un Berthold LB6411. En base a estos resultados, se comprueba que las medidas con ambos instrumentos son estadísticamente compatibles entre sí, y dado que la aplicación de estas medidas es la protección radiológica operacional, no es necesario la aplicación de factores de campo cuando se mide con estos monitores en el ATI, a pesar de las diferencias entre el campo neutrónico de trabajo y el campo de calibración de los monitores.

Una vez validadas las medidas de los monitores de área con el sistema de esferas Bonner como instrumento de referencia, se extiende la caracterización del campo neutrónico en términos de la tasa de equivalente ambiental neutrónica. Se obtienen perfiles de dosis angulares a distintas alturas alrededor del contenedor, así como el perfil axial a lo largo del contenedor. Se comprueba que estos perfiles son coherentes con las características del contenedor (distribución del blindaje neutrónico, del resto de materiales y de los elementos de manipulación que suponen una reducción del blindaje neutrónico) y con las características de emisión neutrónica de los elementos combustibles almacenados en su interior (tasa de emisión y distribución energética y espacial de los neutrones emitidos).

Así mismo, se obtiene un mapa de tasa de equivalente ambiental neutrónica en el interior del ATI, comprobándose que se puede encontrar una buena correlación con la tasa de emisión neutrónica de los contenedores almacenados en el interior del ATI. Este resultado es especialmente interesante dado que la tasa de emisión de los contenedores no se mide, es calculada por la central en base a las características de enriquecimiento, quemado y enfriamiento de los elementos combustibles almacenados en los contenedores mediante el código de evolución isotópica ORIGEN, y sirve por tanto como comprobación cruzada entre los cálculos y las medidas.

Finalmente se obtienen perfiles de dosis en el exterior del ATI, en los que se puede observar el efecto de skyshine y también se encuentra cierta relación con la distribución de los contenedores en el interior del edificio. A efectos prácticos, el resultado más interesante es que se comprueba el amplio margen respecto al límite de dosis para el público ($0,5 \mu\text{Sv/h}$) establecido por el organismo regulador que existe en condiciones reales frente a las condiciones

de diseño del ATI, ya que los cálculos de diseño necesarios para el licenciamiento de una instalación de almacenamiento de combustible gastado se basan en simulaciones Monte Carlo que se realizan en condiciones muy conservadoras respecto al término fuente. La emisión neutrónica de los elementos de combustible gastado se calcula en base las características de enriquecimiento, quemado y enfriamiento de diseño de los elementos combustibles, no los reales. Lo más significativo es que no se tiene en cuenta el enfriamiento adicional de los elementos combustibles, ya sea en la piscina de combustible o en el almacenamiento en seco.

Los resultados de estas campañas de medidas se han utilizado en los cálculos de re-licenciamiento del ATI, realizados por una empresa externa, para poder dar crédito al enfriamiento de los contenedores DPT ya almacenados en el ATI. Esto permite suavizar las condiciones del término fuente neutrónico en los modelos de cálculo de diseño, alcanzando un equilibrio entre la necesidad de aumentar la capacidad de almacenamiento y de mantener unas condiciones conservadoras respecto a los criterios de protección radiológica.

La metodología para la caracterización de los campos neutrónicos de trabajo en el ATI de la central nuclear de Trillo también incluye, además de las campañas de medida, la validación de modelos Monte Carlo del contenedor DPT y del ATI, y en los resultados se demuestra que es una herramienta fundamental tanto para la realización de las medidas de espectrometría como para el análisis de los resultados de las medidas de espectrometría y dosimetría. Los modelos Monte Carlo implementados son muy detallados en cuanto a materiales y geometría en base a las especificaciones técnicas proporcionadas por la central, y emplean un término fuente realista, en el que la tasa de emisión y la distribución energética de los neutrones emitidos por el combustible gastado almacenado en cada contenedor se obtiene a partir de los cálculos de evolución isotópica proporcionados por la central y realizados considerando las condiciones reales de enriquecimiento, quemado y enfriamiento de los elementos combustibles. Los modelos se validan en las posiciones de medida de espectrometría neutrónica, siendo los resultados de los modelos compatibles con los resultados tanto del sistema de esferas Bonner como con los del monitor neutrónico una vez que se han tenido en cuenta las aproximaciones realizadas en la simulación.

Respecto a las medidas de espectrometría neutrónica, los espectros neutrónicos obtenidos mediante Monte Carlo se usan como espectros iniciales para el proceso numérico de deconvolución, mediante el cual se obtiene el espectro medido a partir de las medidas de las esferas Bonner. Los espectros obtenidos mediante los modelos Monte Carlo son realistas y se determinan en más de 200 intervalos de energía. El uso de estos espectros con el sistema de esferas Bonner de CIEMAT, que incluye un amplio conjunto de 12 esferas y cuya matriz respuesta ha sido determinada también en más de 200 intervalos de energía, permite obtener espectros neutrónicos medidos con una alta resolución energética. Los resultados resaltan las ventajas de utilizar la espectrometría Bonner asistida por Monte Carlo, especialmente cuando se compara con otros códigos de deconvolución y espectros iniciales. El código de deconvolución introduce pequeñas modificaciones en el espectro inicial, variando las intensidades espectrales pero presentando los espectros iniciales y finales distribuciones energéticas muy parecidas y manteniendo las estructuras de picos de los espectros calculados.

Respecto al análisis de los resultados de las medidas, los resultados de las simulaciones han permitido entender la distribución energética de los distintos espectros neutrónicos medidos alrededor del contenedor, mediante un análisis capa a capa en el que se ha comprobado el efecto de cada material que atraviesan los neutrones desde que son emitidos por el combustible gastado hasta que llegan al exterior del contenedor. Además, los resultados de las simulaciones

han permitido identificar los isótopos de los que proceden algunas de las estructuras de picos y ventanas que se observan en los espectros medidos. No habría sido posible realizar estos análisis basándose únicamente en las medidas de espectrometría neutrónica.

Caracterización de materiales de blindaje neutrónico

Por otro lado, se han aplicado técnicas experimentales basadas en las recomendaciones de la norma ISO 14152 sobre el blindaje de la radiación neutrónica para evaluar las propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica y gamma de un nuevo material de blindaje neutrónico diseñado por ENSA en base al material comercial Borotron UH050. El objetivo del nuevo diseño es mejorar o al menos igualar las propiedades de blindaje neutrónico y gamma del material empleado actualmente en los contenedores ENUN 32P, que es el material comercial NS4FR, y en caso positivo podría ser un potencial sustituto del mismo. Aunque el empleo de este nuevo material no incrementa la capacidad de almacenamiento del contenedor ya diseñado, lo que sí se conseguiría es una simplificación del proceso de fabricación del nuevo contenedor, ya que el material actual se suministra en forma de polvo tri-componente que hay que mezclar y verter en las localizaciones específicas del contenedor para el blindaje neutrónico, mientras que el nuevo material se suministraría en forma sólida.

En este estudio se han evaluado tanto el material usado actualmente, el NS4FR, como el material base para el nuevo diseño, el Borotron UH050, y el nuevo material, que consiste básicamente en el Borotron UH050 con un añadido del 40 % en peso de hidróxido de aluminio. El NS4FR es una resina epoxi con carburo de boro y alúmina, mientras que el Borotron UH050 es un polietileno borado. Para evaluar las propiedades de blindaje de los tres materiales, se han llevado a cabo una serie de experimentos en la sala de irradiación del Laboratorio de Patrones Neutrónicos, en los que los materiales son irradiados con una fuente de ^{252}Cf para evaluar el blindaje frente a radiación neutrónica y con una fuente de ^{137}Cs para evaluar el blindaje frente a radiación gamma. El espectro de emisión de ambas fuentes guarda cierta similitud con el espectro de emisión del combustible gastado de la central nuclear de Trillo. Para cada material se han medido las curvas de atenuación de equivalente de dosis ambiental neutrónica y gamma en función del espesor de material de blindaje mediante monitores de área neutrónico y gamma, y a partir de ellas se han determinado los coeficientes de atenuación lineal y los espesores de semi y décimo-reducción mediante un ajuste por mínimos cuadrados ponderados a un modelo con decaimiento exponencial puro.

Los resultados de las campañas de medidas han demostrado, por un lado, que la adición de hidróxido de aluminio al Borotron UH050 hace que las propiedades de blindaje frente a radiación neutrónica del material empeoren debido a la reducción del contenido en hidrógeno, aunque que el material resultante presenta una eficiencia muy similar al NS4FR para el blindaje de la radiación neutrónica, requiriéndose espesores apenas un 1 % mayores de este material para igualar las propiedades del NS4FR. Por otro lado, la adición hidróxido de aluminio al Borotron UH050 hace que las propiedades de blindaje frente a radiación gamma del material mejoren debido al aumento de densidad del material, aunque el material resultante presenta una eficiencia significativamente inferior al NS4FR para el blindaje de la radiación gamma, requiriéndose espesores un 20 % mayores de este material para igualar las propiedades del NS4FR. Por tanto, desde el punto de vista de las propiedades de blindaje, el diseño del nuevo material no se considera válido para sustituir al material empleado actualmente en los contenedores de combustible gastado.

Además de las medidas de dosimetría neutrónica y gamma con monitores, la metodología implementada para la evaluación de los materiales incluye, por un lado, medidas de espectrometría neutrónica de cada uno de los espesores máximos de los materiales, a partir de las cuales se ha determinado que es necesario aplicar factores de campo a las medidas del monitor neutrónico, ya que aunque las medidas de equivalente de dosis ambiental neutrónica con el sistema de esferas Bonner y el monitor neutrónico son compatibles estadísticamente, las diferencias entre los materiales son tan pequeñas que se requiere la mayor exactitud posible para poder evaluar correctamente estas diferencias. Por otro lado, incluye también simulaciones Monte Carlo de los materiales con las que se reproducen las medidas de dosimetría. Los resultados de cálculos y medidas tanto para las curvas de atenuación como para los coeficientes de atenuación lineal y espesores de reducción son compatibles, con lo que se han podido validar los modelos de los materiales de blindaje.

Conclusión general y trabajos futuros

Esta Tesis supone una caracterización completa desde el punto de vista de la radiación neutrónica del sistema de almacenamiento en seco de combustible gastado de la central nuclear de Trillo, ya que se evalúan todos los elementos que intervienen en el blindaje de la radiación neutrónica: el propio edificio que constituye el Almacén Temporal Individual, los contenedores que albergan el combustible gastado, y el material de blindaje neutrónico empleado en el interior de los contenedores. Los resultados de la caracterización del contenedor DPT y del ATI han sido empleados como referencia en los cálculos de re-licenciamiento del ATI para poder dar crédito al enfriamiento de los contenedores DPT ya almacenados en el ATI, permitiendo alcanzar un equilibrio entre la necesidad de aumentar la capacidad de almacenamiento y de mantener unas condiciones conservadoras respecto a los criterios de protección radiológica.

Además de la caracterización del sistema de almacenamiento en su estado actual, se ha evaluado un nuevo material de blindaje neutrónico que potencialmente podría sustituir al material actual, aunque los resultados no hayan sido los deseados dado que el nuevo material no igualaba las propiedades de blindaje gamma del material actual.

Para esta Tesis se han combinado tanto técnicas experimentales de espectrometría neutrónica y dosimetría neutrónica y gamma como simulación Monte Carlo, y supone uno de los estudios más completos realizados hasta la fecha de un sistema de almacenamiento de combustible nuclear gastado en seco.

Una vez finalizada la Tesis, que ha supuesto la colaboración directa con dos empresas de la industria nuclear, el Laboratorio de Patrones Neutrónicos ha mantenido contactos para continuar ambas líneas de trabajo. Otra central nuclear española ha mostrado interés en realizar el mismo trabajo de caracterización dosimétrica detallada de su Almacén Temporal Individual, en este caso un ATI abierto con contenedores de almacenamiento de hormigón. Así mismo, ENSA ha mostrado interés en evaluar nuevos diseños diferentes del material de blindaje neutrónico basado en el Borotron UH050, y en este caso el Laboratorio de Patrones Neutrónicos a participado en la fase de diseño, sugiriendo otros compuestos químicos pesados que puedan sustituir hidróxido de aluminio y realizando cálculos preliminares para estas mezclas.

Aunque esta Tesis se centre en la evaluación del sistema de almacenamiento de combustible gastado de la CNT, la radiación neutrónica está presente a lo largo o de todo el ciclo del

combustible en la industria nuclear, así como en aviación civil, militar o espacial, y aplicaciones médicas, industriales, de investigación y protección radiológica. La problemática descrita y la metodología aplicada para el almacenamiento de combustible nuclear gastado es aplicable a cualquier central nuclear que cuente con una instalación de almacenamiento de combustible gastado en seco, que tal y como se ha visto, en el caso de nuestro país son todas a la espera de la puesta en marcha de ATC. De manera más general, la problemática descrita y la metodología aplicada para la determinación de las magnitudes operacionales de protección radiológica es aplicable a cualquier ámbito en el que esté presente la radiación neutrónica y se lleve a cabo una vigilancia radiológica de trabajadores expuestos o del público. La metodología descrita para la evaluación de materiales de blindaje neutrónico es aplicable a cualquier material de interés dosimétrico, como podrían ser hormigones o aceros, materiales comúnmente expuestos a radiación neutrónica en múltiples ámbitos, y cuya respuesta frente a la radiación neutrónica sea susceptible de ser analizada.

PARTE III

Apéndices

A

Lista de símbolos, abreviaturas y siglas

Abreviaturas y siglas

AGP: Almacenamiento Geológico Profundo

ANSI/ANS: American National Standards Institute/American Nuclear Society

AT1123: Monitor gamma Atomtex

ATC: Almacén Temporal Centralizado

ATI: Almacén Temporal Individual

BA: Borotron modificado

BIPM: Bureau International des Poids et Mesures

BO: Borotron UH050

BON31G: Código de deconvolución incluido en BUNKIUT

BSS: Bonner Sphere System (sistema de esferas Bonner)

BUNKIUT: Paquete de códigos de deconvolución.

CG: Combustible Gastado

CIEMAT: Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas

CMI: Czech Metrology Institute

CNT: Central Nuclear de Trillo

CSN: Consejo de Seguridad Nuclear

Digipig: Monitor neutrónico Studscisk Digipig 2222A

DPT: Dual Purpose Trillo, DPT[®]

ENDF: Evaluated Nuclear Data File

ENSA: Equipos Nucleares S. A.

ENUN 32P: ENSa UNiversal 32 elementos combustibles, ENUN 32P[®]

GUM: Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement

HVL: Half Value Layer

ICRP: International Commission on Radiological Protection

ICRU: International Commission on Radiation Units and Measurements

ISO: International Organization for Standardization

KWU: Kraftwerk Union

LANL: Los Alamos National Laboratory

LB6411: Monitor neutrónico Berthold LB6411

LMRI: Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes

LPN: Laboratorio de Patrones Neutrónicos

MAVRIC: Monaco with Automated Variance Reduction Using Importance Calculations

MCNP: Monte Carlo N Particle

MCNPX: Monte Carlo N Particle eXtended

NPL: National Physical Laboratory

NS: NS4FR

NS4FR: NS4FR®

ORIGEN: Oak Ridge Isotope Generation

ORNL: Oak Ridge National Laboratory

PC: Personal Computer

PR: Protección Radiológica

PTB: Physikalisch-Technische Bundesanstalt

PWR: Pressurized Water Reactor

SCALE: Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation

SM: Sin Material de blindaje

SP9: Modelo de contador proporcional de ³He

SPR: Servicio de Protección Radiológica

SPUNIT: Código de deconvolución incluido en BUNKIUT

TVL: Tenth Value Layer

UH050: Ultra High density polyethylene with 5 % boron)

UMG: Unfolding with MAXED and GRAVEL

Símbolos

E : Energía

ϕ : Fluencia

φ : Tasa de fluencia

φ_E : Tasa de fluencia espectral o espectro

φ_r : Tasa de fluencia de una componente (térmica, intermedia o rápida) relativa a la tasa de fluencia total

$h^*(10)$: Coeficiente de conversión de fluencia a equivalente de dosis ambiental a 10 mm de profundidad

$H^*(10)$: Equivalente de dosis ambiental a 10 mm de profundidad

$\dot{H}^*(10)$: Tasa de equivalente de dosis ambiental a 10 mm de profundidad

$\dot{H}^*(10)_r$: Tasa de equivalente de dosis ambiental de una componente (térmica, intermedia o rápida) relativa a la tasa de equivalente de dosis ambiental total

R : Respuesta

l : Lectura

N : Factor de calibración

f_k : Factor de corrección

f_c : Factor de campo de un monitor

f_d : Factor de decaimiento de una fuente

f_e : Factor de estabilidad de un monitor

L : Medida derivada de la lectura

t : Tiempo de integración

t_{res} : Tiempo de resolución

N_{int} : Sensibilidad

ρ : Densidad

σ : Sección eficaz

\dot{H}_T^* : Tasa de equivalente de dosis ambiental total (directa + retro-dispersa)

\dot{H}_0^* : Tasa de equivalente de dosis ambiental sin material de blindaje

μ : Coeficiente de atenuación lineal

x : Espesor de material de blindaje

\dot{H}_R^* : Tasa de equivalente de dosis ambiental retro-dispersa

F_R : Fracción de tasa de equivalente de dosis ambiental retro-dispersa

$x_{1/2}$: Espesor de semi-reducción

$x_{1/10}$: Espesor de décimo-reducción
 d : Distancia fuente - detector
 a : Distancia fuente - material de blindaje
 b : Distancia material de blindaje - detector
 M : valor de una magnitud medida
 C : valor de una magnitud calculada
 F : valor del ratio entre dos magnitudes
 $u(X)$: incertidumbre típica de una magnitud X
 $u_r(X)$: incertidumbre típica relativa de una magnitud X
 k : Factor de cobertura
 B : Tasa de emisión
 K : Kerma en aire
 Γ_δ : Constante de tasa de kerma en aire
 $T_{1/2}$: Periodo de semi-desintegración
 P : Potencia residual

B

Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes

A continuación se recogen los límites de dosis y la clasificación de zonas radiológicas establecidos en el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes.

Límites de dosis

Límites de dosis para los trabajadores expuestos.

1. El límite de dosis efectiva para trabajadores expuestos será de 100 mSv durante todo período de cinco años oficiales consecutivos, sujeto a una dosis efectiva máxima de 50 mSv en cualquier año oficial.
2. Sin perjuicio de lo dispuesto en el apartado 1:
 - El límite de dosis equivalente para el cristalino será de 150 mSv por año oficial.
 - El límite de dosis equivalente para la piel será de 500 mSv por año oficial. Dicho límite se aplicará a la dosis promediada sobre cualquier superficie de 1 cm², con independencia de la zona expuesta.
 - El límite de dosis equivalente para las manos, antebrazos, pies y tobillos será de 500 mSv por año oficial.

Límites de dosis para los miembros del público.

1. El límite de dosis efectiva para los miembros del público será de 1 mSv por año oficial. No obstante, en circunstancias especiales, el Consejo de Seguridad Nuclear podrá autorizar un valor de dosis efectiva más elevado en un único año oficial, siempre que el promedio durante cinco años oficiales consecutivos no sobrepase 1 mSv por año oficial.
2. Sin perjuicio de lo dispuesto en el apartado 1:
 - El límite de dosis equivalente para el cristalino será de 15 mSv por año oficial.
 - El límite de dosis equivalente para la piel será de 50 mSv por año oficial. Dicho límite se aplicará a la dosis promediada sobre cualquier superficie cutánea de 1 cm², con independencia de la superficie expuesta.

Zonas radiológicas

Los lugares de trabajo, en función del riesgo de exposición y teniendo en cuenta la probabilidad y magnitud de las exposiciones potenciales, en las siguientes zonas:

1. Zona controlada: Es aquella zona en la que:

- Exista la posibilidad de recibir dosis efectivas superiores a 6 mSv por año oficial o una dosis equivalente superior a 3/10 de los límites de dosis equivalentes para el cristalino, la piel y las extremidades, según se establece en el apartado 2 del artículo 9.
- Sea necesario seguir procedimientos de trabajo con objeto de restringir la exposición a la radiación ionizante, evitar la dispersión de contaminación radiactiva o prevenir o limitar la probabilidad y magnitud de accidentes radiológicos o sus consecuencias.

Además, las zonas controladas se podrán subdividir en las siguientes:

- Zonas de permanencia limitada: Son aquéllas en las que existe el riesgo de recibir una dosis superior a los límites de dosis fijados para trabajadores expuestos.
- Zonas de permanencia reglamentada: Son aquéllas en las que existe el riesgo de recibir en cortos períodos de tiempo una dosis superior a los límites de dosis fijados para trabajadores expuestos y que requieren prescripciones especiales desde el punto de vista de la optimización.
- Zonas de acceso prohibido: Son aquéllas en las que existe el riesgo de recibir, en una exposición única, dosis superiores a los límites de dosis fijados para trabajadores expuestos.

2. Zona vigilada: Es aquella zona en la que, no siendo zona controlada, exista la posibilidad de recibir dosis efectivas superiores a 1 mSv por año oficial o una dosis equivalente superior a 1/10 de los límites de dosis equivalentes para el cristalino, la piel y las extremidades, según se establece en el apartado 2 del artículo 9.

La clasificación de los lugares de trabajo en las zonas establecidas deberá estar siempre actualizada de acuerdo con las condiciones reales existentes, por lo que el titular de la práctica someterá a revisión la clasificación de zonas basándose en las variaciones de las condiciones de trabajo.

C Efecto del perfil de quemado de los elementos combustibles

Este apéndice no se reproduce por motivos de confidencialidad.

D Composición y emisión isotópica de combustible gastado

Este apéndice no se reproduce por motivos de confidencialidad.

E Factor de estabilidad para el monitor LB6411

Tal y como se indicaba en el apartado 3.3.2, los monitores neutrónicos comerciales sufren un efecto deriva de la medida debido a la acumulación de carga en el contador proporcional durante la irradiación [71]. Este efecto, que es más importante a dosis altas, hace que inicialmente la lectura del monitor aumente progresivamente con el tiempo, y se estabilice una vez transcurrido un tiempo determinado. Este tiempo de estabilización depende de la tasa de dosis a la que se expone el monitor, siendo mayor cuanto menor sea la tasa de dosis. Tras la irradiación, el efecto de la acumulación de carga desaparece progresivamente, siendo este tiempo de relajación también largo, que depende de la capacitancia y la resistividad del contador proporcional. De acuerdo con [71] el tiempo de estabilización es de unas 12 horas para 1 mSv/h, y de unos 90 minutos para 10 mSv/h y tras unas 20 horas con el monitor apagado después de la irradiación fue necesario estabilizar el monitor de nuevo.

De cara a la irradiación de los materiales de blindaje neutrónico, que se realiza empleando el monitor neutrónico LB6411 del LPN, este efecto de deriva es importante para que las medidas de los distintos materiales sean comprobables entre sí. Por ello, el LPN llevó a cabo un experimento de unas 48 h de duración en enero de 2017 para caracterizar la estabilidad del monitor LB6411. En este experimento se comprueba que el tiempo de estabilización del monitor es cómo mínimo de unos 70 min a 18 mSv/h, que es la tasa de equivalente de dosis ambiental derivada de situar el monitor en contacto con la fuente de ^{252}Cf . El monitor se mantiene estable durante al menos 4 h sin ser irradiado, incluso aunque se varíe la tasa de equivalente de dosis ambiental a la que se expone, por ejemplo cuando se traslada el monitor desde la posición de estabilización en contacto con la fuente hasta una posición de medida más alejada. Se comprueba también que tras 24 h sin exposición es necesario estabilizar de nuevo el monitor y que la estabilidad es reproducible, es decir, que se alcanza el mismo valor de tasa de equivalente de dosis ambiental una vez estabilizado, mientras que la curva de estabilización hasta alcanzar este valor no.

En base a estos resultados, la irradiación de los materiales de blindaje neutrónico se planifica y realiza tal y como se muestra en la Figura E.1. Primero el monitor neutrónico se estabiliza durante dos horas a 18 mSv/h en contacto con la fuente de ^{252}Cf . A continuación se aleja el monitor hasta la posición de medida y se llevan a cabo cuatro grupos de medidas: las irradiaciones de los tres materiales de blindaje neutrónico para la determinación de las curvas de atenuación y la irradiación sin y con cono de sombra para la determinación de la componente retro-dispersa. Antes de cada grupo de medidas se comprueba la estabilidad del monitor a 2 mSv/h en la posición de medida.

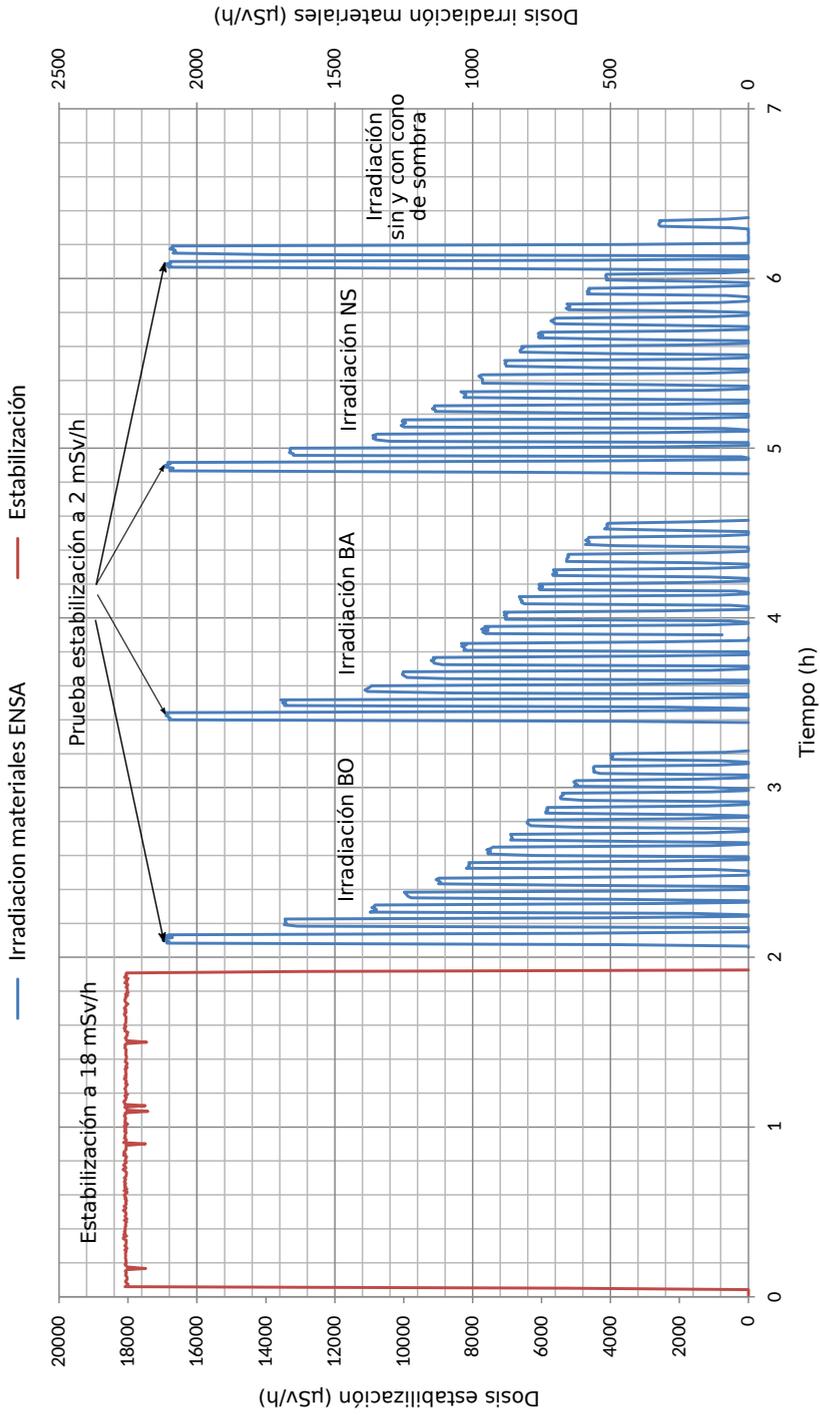


Figura E.1.: Distribución temporal de las medidas de los materiales de blindaje neutrónico.

Este efecto supone una sobre-respuesta del equipo que en principio no afecta a la comparación entre materiales, pero sí es necesario corregirla para poder comparar las medidas con las simulaciones Monte Carlo. Para ello se calibra el monitor estabilizado para obtener el factor de calibración estabilizado, N_e , que será inferior al del monitor en condiciones normales, N . A partir de estos dos factores se puede determinar un factor de estabilidad, f_e , de acuerdo a la Ec. E.1.

$$f_e = \frac{N_e}{N} \quad (\text{E.1})$$

Tal y como se indicaba en el apartado 3.3.2, el factor de calibración del monitor LB6411 durante las medidas de los materiales era $N = 0,879 \pm 0,038$ (4,3 %). El factor de calibración estabilizado obtenido es $N = 0,793 \pm 0,034$ (4,3 %). El factor de estabilidad resultante es $f_e = 0,902 \pm 0,054$ (6,0 %).

F Magnitudes integrales derivadas de las medidas de espectrometría

Este apéndice no se reproduce por motivos de confidencialidad.

Bibliografía

- [1] ICRP: *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*. ICRP Publication 74. Ann. ICRP, 26(3-4), 1996.
- [2] Tanner, R. J., T. Bolognese-Milsztajn, M. Boschung, M. Coeck, G. Curzio, F. d'Errico, A. Fiechtner, L. G. Hager, M. Hussien, J. E. Kyllönen, V. Lacoste, L. Lindborg, M. Luszik-Bhadra, C. Molinos, M. Reginatto, H. Schuhmacher y F. Vanhavere: *Neutron area survey instrument measurements in the EVIDOS project*. Radiation Protection Dosimetry, 125(1-4):300–303, 2007.
- [3] Lacoste, V, G Taylor y S Röttger: *Simulated workplace neutron fields*. Metrologia, 48(6):S304, 2011.
- [4] *Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear*.
- [5] CSN, ENRESA y MINETUR: *Quinto Informe Nacional sobre la Convención para la Seguridad de la Gestión del Combustible Gastado y de los Residuos Radiactivos*, 2014.
- [6] ENRESA: *6º Plan General de Residuos Radiactivos*, 2006.
- [7] CSN: *Instrucción IS-21, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares*, 2009.
- [8] CSN: *Instrucción IS-20, sobre requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado*, 2009.
- [9] CSN: *Instrucción IS-29, sobre instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad*, 2010.
- [10] *Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*.
- [11] *Equipos Nucleares S. A.* <https://www.ensa.es>. Consultado: 11/02/2018.
- [12] ICRU: *Determination of Operational Dose Equivalent Quantities For Neutrons*. ICRU Report 66. Journal of the ICRU, 1(3), 2001.
- [13] Thomas, D. J., R. Nolte y V. Gressier: *Neutron metrology*. Metrologia, 48(6), 2011. <http://stacks.iop.org/0026-1394/48/i=6/a=E01>.
- [14] ISO: *Reference radiation fields – Simulated workplace neutron fields – Part 1: Characteristics and methods of production*. ISO standard 12789-1:2008. 2008.

- [15] European Commission: *Radiation Protection No 160 – Technical recommendations for monitoring individuals occupationally exposed to external radiation*, 2009.
- [16] Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes. <http://rdgroups.ciemat.es:8080/es/web/lmri/inicio>. Consultado: 11/02/2018.
- [17] CSN: *Notificación de puesta en marcha de la instalación radiactiva IR-33 Laboratorio de Patrones Neutrónicos*, 2013.
- [18] Ministerio de Industria, Energía y Turismo: *Resolucion por la que se autoriza al Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, al funcionamiento de la instalación radiactiva de segunda categoría IR-33 'Laboratorio de Patrones Neutrónicos'*, 2012.
- [19] ISO: *Reference neutron radiations – Part 2: Calibration fundamentals of radiation protection devices related to the basic quantities characterizing the radiation field. ISO standard 8529-2:2000*. 2000.
- [20] ISO: *Reference neutron radiations – Part 1: Characteristics and methods of production. ISO standard 8529-1:2001*. 2001.
- [21] LMRI: *Procedimeitno para la calibracion de un monitor de área en fuentes de 252Cf y 241Am-Be del Laboratorio de Patrones Neutrónicos*, 2016.
- [22] LMRI: *Procedimeitno para la asignación de dosis y la calibracion de dosímetros personales neutrónicos*, 2018.
- [23] ISO: *Reference neutron radiations – Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and determination of their response as a function of neutron energy and angle of incidence. ISO standard 8529-3:1998*. 1998.
- [24] PTB: *Determination of the Response Functions of the CIEMAT Bonner Sphere Spectrometer*, 2008.
- [25] CIEMAT: *Acuerdo de prestación de servicios de investigación entre el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas y la Central Nuclear de Trillo 1 para la caracterización dosimétrica del almacén temporal intermedio*, 2015.
- [26] CIEMAT: *Acuerdo entre el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas y la empresa Equipos Nucleares S.A. para la caracterización de materiales de blindaje neutrónico*, 2015.
- [27] Tsoufanidis, N.: *Measurement and detection of radiation*. Taylor & Francis, 1995. ISBN 1-56032-317-5.
- [28] ICRU: *Fundamental quantities and Units for Ionizing Radiation. ICRU Report 60*. Journal of the ICRU, 31(1), 1998.
- [29] ICRU: *Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry. ICRU Report 51*. Journal of the ICRU, 26(2), 1993.
- [30] ICRP: *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103*. Ann. ICRP, 37(2-4), 2007.

- [31] Reuss, P.: *Neutron physics*. EDP Sciences, 2008. ISBN 978-2-7598-0041-4.
- [32] Knoll, G. F.: *Radiation Detection and Measurement*. John Wiley & Sons, 3ª edición, 2000. ISBN 978-0-471-07338-3.
- [33] IAEA: *Compendium of neutron spectra and detector responses for radiation protection purposes*. Technical Report Series, 403, 2001.
- [34] ICRU: *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*. ICRU Report 57. Journal of the ICRU, 29(2), 1998.
- [35] d'Errico, F., D. Bartlett, T. Bolognese-Milsztajn, M. Boschung, M. Coeck, G. Curzio, A. Fiechtner, J. E. Kyllönen, V. Lacoste, L. Lindborg, M. Luszik-Bhadra, M. Reginatto, H. Schuhmacher, R. Tanner y F. Vanhavere: *Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS). Part I: scope and methods of the project*. Radiation Protection Dosimetry, 125(1-4):275–280, 2007.
- [36] Schuhmacher, H., D. Bartlett, T. Bolognese-Milsztajn, M. Boschung, M. Coeck, G. Curzio, F. d'Errico, A. Fiechtner, J. E. Kyllönen, V. Lacoste, L. Lindborg, M. Luszik-Bhadra, M. Reginatto, R. Tanner y F. Vanhavere: *Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS). Part II: conclusions and recommendations*. Radiation Protection Dosimetry, 125(1-4):281–284, 2007.
- [37] Price, B. T. y C. C. Horton: *Radiation shielding*. International series of monographs on nuclear energy: Reactor design physics. Pergamon Press, 1957.
- [38] Shultis, J. K. y R. E. Faw: *Radiation Shielding Technology*. Health Physics, 88(6):587–612, 2005. https://journals.lww.com/health-physics/Fulltext/2005/06000/RADIATION_SHIELDING_TECHNOLOGY.7.aspx.
- [39] ISO: *Neutron radiation protection shielding – Design principles and considerations for the choice of appropriate materials*. ISO standard 14152:2001. 2001.
- [40] Vega-Carrillo, H. R.: *Least square for different experimental cases*. Rev. Mex. Fis., 35(4): 597-602., 1989.
- [41] JCGM: *Guía para la Expresión de la Incertidumbre de Medida*, 2008.
- [42] Agrupados, Empresarios: *Informe de diseño estructural del almacén de contenedores de combustible*. 169-E-C-2020. 2001.
- [43] ENRESA: *Estudio genérico de seguridad del contenedor ENSA-DPT para uso en una instalación de almacenamiento de combustible gastado*. ES-44.3-A. Rev. 10. 2013.
- [44] Garrido, D.: *Primeras pruebas*. comunicación privada, oct 2015.
- [45] Garrido, D.: *Borrador informe*. comunicación privada, oct 2016.
- [46] IR33: *Laboratorio de Patrones Neutrónicos*. <http://rdgroups.ciemat.es:8080/web/1mri/ir33>. Consultado: 11/02/2018.
- [47] NIST: *Neutron source strength calibration report 282435R1*, 2012.

- [48] BIMP: *Table of Radionuclides - Volume 3. Monographie BIPM-5*. 2006. www.bipm.org/utills/common/pdf/monographieRI/Monographie{ }BIPM-5{ }Tables{ }Vol3.pdf.
- [49] NPL: *Certificate of calibration 2012030258-1*, 2012.
- [50] 85, ICRU Report: *Fundamental quantities and units for ionizing radiation. ICRU Publication 85*. 2011.
- [51] ISO: *X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose rate meters and for determining their response as a function of photon energy – Part 1: Radiation characteristics and production methods. ISO 4037-1:1996*. 1996. <https://www.iso.org/standard/20781.html>.
- [52] Ninkovic, M. M., J. J. Raicevic y F. Adrovic: *Air kerma rate constants for gamma emitters used most often in practice*. Radiation Protection Dosimetry, 115(1-4):247–250, 2005. <http://dx.doi.org/10.1093/rpd/nci131>.
- [53] Gallego, E, K Amgarou, R Bedogni, C Domingo, A Esposito, A Lorente, R Mendez y HR Vega-Carrillo: *Characterization of an $^{241}\text{AmBe}$ neutron irradiation facility by different spectrometric techniques*. En *Technical sessions at IRPA-13*, Glasgow, 2012.
- [54] Lagares, J. I., J. E. Guerrero Araque, R. Méndez-Villafañe, P. Arce, F. Sansaloni, O. Vela, C. Díaz, Xandra Campo y J. M. Pérez: *Neutron spectra around a tandem linear accelerator in the generation of ^{18}F with a bonner sphere spectrometer*. Applied Radiation and Isotopes, 114:154–158, 2016, ISSN 18729800.
- [55] Méndez-Villafañe, R, J M Los Arcos Merino, E Gallego Díaz y A Lorente Fillol: *Determination of the emission rate of an Am-Be neutron source with a Bonner sphere spectrometer*. Radiation Measurements, 45(10):1271–1275, 2010, ISSN 1350-4487. <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S135044871000346X>.
- [56] Reginatto, M: *The 'Few-Channel' Unfolding Programs in the UMG Package*. Informe técnico, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig, 2002.
- [57] W. N. McElroy, S. Berg, T. Crockett y R. G. Hawkings: *A computer-automated iterative method for neutron flux spectra determination by foil activation*. Informe técnico, U.S. Air Force Weapons Laboratory, 1967.
- [58] Matzke, M.: *Unfolding of Pulse Height Spectra: The HEPRO Program System*. Informe técnico, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, 1994.
- [59] Reginatto, M. y P. Goldhagen: *MAXED, A Computer Code For The Deconvolution Of Multisphere Neutron Spectrometer Data Using The Maximum Entropy Method*. Informe técnico, Environmental Measurements Laboratory, 1998.
- [60] Reginatto, M. y P. Goldhagen: *MAXED, A Computer Code For Maximum Entropy Deconvolution Of Multisphere Neutron Spectrometer Data*. Health Physics, 77(5):579–583, 1999.

- [61] Reginatto, Marcel, Paul Goldhagen y Sonja Neumann: *Spectrum unfolding, sensitivity analysis and propagation of uncertainties with the maximum entropy deconvolution code MAXED*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 476(1):242 – 246, 2002, ISSN 0168-9002. <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0168900201014395>, Int. Workshop on Neutron Field Spectrometry in Science, Technology and Radiation Protection.
- [62] Central Nuclear de Trillo: *Calculos término fuente neutrónico elementos combustibles gastados*, XXXX.
- [63] Berthold Technologies: *Neutron probe LB6411 for measurement of the ambient dose equivalent for neutrons*. https://www.berthold.com/en/system/asset/lb_6411_06-2007_82042pr2_rev02.pdf.
- [64] Burgkhardt, B, G Fieg, A Klett, A Plewnia y B R L Siebert: *The Neutron Fluence and $H^*(10)$ Response of the New LB 6411 REM Counter*. Radiation Protection Dosimetry, 70(1-4):361, 1997. +<http://dx.doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a031977>.
- [65] Wedholm Medical: *Neutron monitor model 2222*. <http://www.radtech.it/Data/Sites/1/media/documents/downloadsdocuments/2222A.pdf>.
- [66] Czech Metrology Institute: *Calibration certificate LB6411*, 2011.
- [67] Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes: *Certificado de calibración del LB6411*, 2015.
- [68] Central Nuclear de Trillo: *Certificado de verificación del monitor Studsvik 2222A*, 2012.
- [69] Central Nuclear de Trillo: *Calibration certificate 2222A*, 2015.
- [70] BIMP: *Table of Radionuclides - Volume 4. Monographie BIMP-5*. 2008. www.bipm.org/utills/common/pdf/monographieRI/Monographie{}_BIPM-5{}_Tables{}_Vol4.pdf.
- [71] Hoedlmoser, H., G. Butterweck, Ch. Schuler y S. Mayer: *Investigation of the stability of commercial neutron probes*. Radiation Protection Dosimetry, 152(4):450–454, 2012. <http://dx.doi.org/10.1093/rpd/ncs060>.
- [72] *A General Monte Carlo N-Particle (MCNP) Transport Code*. <https://laws.lanl.gov/vhosts/mcnp.lanl.gov/index.shtml>. Consultado: 11/02/2018.
- [73] *SCALE Overview*. <https://www.ornl.gov/scale/overview>. Consultado: 11/02/2018.
- [74] *MCNP Reference Collection*. <https://laws.lanl.gov/vhosts/mcnp.lanl.gov/references.shtml>. Consultado: 11/02/2018.
- [75] *SCALE Validation and Benchmarks*. <https://www.ornl.gov/scale/validation>. Consultado: 11/02/2018.
- [76] Los Alamos National Laboratory: *MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. LA-UR-03-1987*, 2003.

- [77] Los Alamos National Laboratory: *The MCNPX Monte Carlo Radiation Transport Code. LA-UR-07-0150*, 2006.
- [78] Los Alamos National Laboratory: *Comparison of MCNP5 and Experimental Results on Neutron Shielding Effects for Materials*, 2004.
- [79] Bowman, S M: *SCALE 6: Comprehensive Nuclear Safety Analysis Code System*. Nuclear Technology, 174(2):126–148, 2007. <http://www.ans.org/pubs/journals/nt/a{ }11717>.
- [80] Rearden, B.T., L.M. Petrie, D.E. Peplow, K.B. Bekar, D. Wiarda, C. Celik, C.M. Perfetti, A.M. Ibrahim, S.W.D. Hart, M.E. Dunn y W.J. Marshall: *Monte Carlo capabilities of the SCALE code system*. Annals of Nuclear Energy, 82:130 – 141, 2015, ISSN 0306-4549. <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454914004046>, Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo 2013, SNA + MC 2013. Pluri- and Trans-disciplinarity, Towards New Modeling and Numerical Simulation Paradigms.
- [81] Gauld, Ian C., Georgeta Radulescu, Germina Ilas, Brian D. Murphy, Mark L. Williams y Dorothea Wiarda: *Isotopic Depletion and Decay Methods and Analysis Capabilities in SCALE*. Nuclear Technology, 174(2):169–195, 2011. <https://doi.org/10.13182/NT11-3>.
- [82] Peplow, Douglas E.: *Monte Carlo Shielding Analysis Capabilities with MAVRIC*. Nuclear Technology, 174(2):289–313, 2011. <https://doi.org/10.13182/NT174-289>.
- [83] *SCALE Spent Fuel Isotopic Characterization*. <https://www.ornl.gov/scale/scale/spent-fuel-isotopic-characterization>. Consultado: 11/02/2018.
- [84] *SCALE Radiation Shielding*. <https://www.ornl.gov/scale/scale/radiation-shielding>. Consultado: 11/02/2018.
- [85] Wiarda, D, M E Dunn, D E Peplow y T M Miller: *Development and Testing of ENDF/B-VI.8 and ENDF/B-VII.0 Coupled Neutron-Gamma Libraries for SCALE 6*. ORNL/TM-2008/047, 2008.
- [86] Society, American Nuclear: *Nuclear Analysis and Design of Concrete Radiation Shielding for Nuclear Power Plants. ANSI/ANS-6.4-2006*. American National Standard, 2006.
- [87] Pacific Northwest National Laboratory: *Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. PNNL-15870 Rev. 1*, 2011.
- [88] Cho, I. J., J. N. Jang, G. S. You y J. S. Yoon: *Neutron and Gamma Shielding Estimation for the KN-12 Cask*. Journal of Nuclear Science and Technology, 45(sup5):54–57, 2008. <https://doi.org/10.1080/00223131.2008.10875784>.
- [89] Broadhead, Bryan L., Jabo S. Tang, Robert L. Childs, Cecil V. Parks y Hiroaki Taniuchi: *Evaluation of Shielding Analysis Methods in Spent-Fuel Cask Environments*. Nuclear Technology, 117(2):206–222, 1997. <https://doi.org/10.13182/NT97-A35326>.
- [90] Esposito, Adolfo y Maitreyee Nandy: *Measurement and unfolding of neutron spectra using Bonner spheres*. Radiation Protection Dosimetry, 110(1-4):555–558, 2004. <http://dx.doi.org/10.1093/rpd/nch385>.

- [91] Lowry, K. A. y T. L. Johnson: *Modifications to iterative recursion unfolding algorithms and computer codes to find more appropriate neutron spectra. NRL Memorandum Report 5340*. Informe técnico, Naval Research Laboratory, 1984.
- [92] Miller, S.C.: *AFITBUNKI: A Modified Iterative Code to Unfold Neutron Spectra from Bonner Sphere Detector Data*. Informe técnico, Air Force Institute of Technology, 1993.
- [93] Sousa Lacerda, M. A. de. comunicación privada, jul 2018.