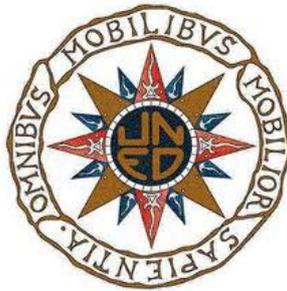


# **TESIS DOCTORAL**

## **Estudios de protección radiológica en la sala del acelerador de la instalación IFMIF/EVEDA: evaluación de la dosis residual y de la producción de residuos radiactivos**

Daniel López González de Murillo

Ingeniero Industrial



**DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA  
ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS INDUSTRIALES  
UNIVERSIDAD NACIONAL DE EDUCACIÓN A DISTANCIA**

2013



# **TESIS DOCTORAL**

## **Estudios de protección radiológica en la sala del acelerador de la instalación IFMIF/EVEDA: evaluación de la dosis residual y de la producción de residuos radiactivos**

Daniel López González de Murillo

Ingeniero Industrial



**DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA  
ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS INDUSTRIALES  
UNIVERSIDAD NACIONAL DE EDUCACIÓN A DISTANCIA**

2013

Departamento de Ingeniería Energética  
Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales  
Universidad Nacional de Educación a Distancia

Título: Estudios de protección radiológica en la sala del acelerador de la instalación IFMIF/EVEDA: evaluación de la dosis residual y de la producción de residuos radiactivos

Autor: Daniel López González de Murillo  
Ingeniero Industrial

Director: Javier Sanz Gozalo  
Dr. Ingeniero Industrial  
Catedrático de Universidad

Co-director: Patrick Sauvan  
Dr. Ciencias Físicas  
Profesor Contratado Doctor

A mis padres

## **AGRADECIMIENTOS**

Muchas gracias a los que de alguna manera habéis participado y contribuido a que haya llegado hasta aquí y siga continuando... especialmente a mis compañeros del grupo de investigación TECF3IR de la UNED.

También agradecer al Instituto de Fusión Nuclear por la beca que disfruté al comienzo de mis estudios de doctorado, y a la UNED por la ayuda FPI y gracias a la cual he podido realizar esta Tesis.

Mencionar que éste trabajo ha sido realizado mayoritariamente en el marco del proyecto de investigación del Plan Nacional de I+D+I (2008-2011) Fusión Nuclear, con referencia ENE2008-06403-C06-02, titulado “Protección radiológica en aceleradores diseñados para simular el daño de materiales en reactores de fusión”. También se encuadra dentro de las aportaciones a las actividades derivadas del Acuerdo del Enfoque Ampliado para la Fusión Nuclear (Broader Approach Agreement) en el marco del Proyecto IFMIF-EVEDA y bajo colaboración con la Asociación EURATOM-CIEMAT (AEC) para Fusión. Igualmente las actividades realizadas forman parte también de las contribuciones al desarrollo del “Área de simulación computacional” del Proyecto TECHNOFUSIÓN-CM (S2009/ENE-1679) concedido dentro del Programa de actividades de I+D de la Comunidad de Madrid.

# ÍNDICE

<b>ÍNDICE .....</b>	<b>i</b>
<b>LISTA DE FIGURAS .....</b>	<b>v</b>
<b>LISTA DE TABLAS .....</b>	<b>viii</b>
<b>1. Introducción.....</b>	<b>1</b>
<b>2. Descripción del proyecto IFMIF y de su fase EVEDA .....</b>	<b>7</b>
2.1. El proyecto IFMIF.....	7
2.2. El prototipo de acelerador de la fase IFMIF/EVEDA .....	10
2.2.1 Componentes del acelerador .....	13
2.2.2 El bloque de parada .....	16
2.2.3 Blindajes de la sala principal del edificio del acelerador.....	17
2.2.4 Comparación conceptual entre IFMIF y su fase EVEDA a nivel del acelerador.....	18
2.2.5 Aspectos de organización de la instalación del acelerador de la fase IFMIF/EVEDA.....	19
<b>3. Metodología.....</b>	<b>22</b>
3.1. Descripción general del proceso de cálculo.....	22
3.2. Códigos y datos nucleares para transporte .....	25
3.2.1 Cómputo de flujos.....	25
3.2.2 Transporte de fotones residuales .....	26
3.3. Código y datos nucleares para activación .....	27
3.4. Programas de visualización .....	28
3.5. Mejoras y desarrollos realizados dentro de la metodología seguida.....	28
3.5.1 Mejoras.....	28
3.5.2 Desarrollos .....	31
3.6. Comparación con experimentos de datos nucleares usados para transporte y activación.....	33
3.6.1 Transporte .....	33
3.6.2 Activación .....	35
<b>4. Suposiciones de cálculo .....</b>	<b>40</b>
4.1. Modelo geométrico .....	40
4.2. Pérdidas y parado del haz .....	44

4.2.1	FC.....	44
4.2.2	RFQ.....	45
4.2.3	MS.....	46
4.2.4	SRF-linac.....	46
4.2.5	Línea de la HEBT .....	46
4.2.6	BD .....	46
4.3.	Activación de componentes .....	47
4.3.1	Interacciones d-D .....	48
4.4.	Caracterización de las fuentes de fotones residuales.....	49
<b>5.</b>	<b>Evaluación de dosis residuales .....</b>	<b>50</b>
5.1.	Límites de dosis para IFMIF/EVEDA .....	50
5.2.	Dosis residuales en la fase de puesta en marcha .....	52
5.2.1	Condiciones operacionales .....	52
5.2.2	Régimen pulsado.....	53
5.2.3	Régimen continuo.....	57
5.3.	Dosis residuales en la fase de operación normal .....	59
5.3.1	Contribución debida a los componentes del acelerador .....	60
5.3.1.1	A 100 cm de distancia .....	61
5.3.1.2	A 30 cm de distancia .....	66
5.3.1.3	Análisis para el tubo de la HEBT .....	70
5.3.1.3.1	Opción del tubo de SS316L .....	70
5.3.1.3.2	Opción del Tubo de Al.....	73
5.3.1.4	Análisis para el tubo de la MEBT .....	75
5.3.1.5	Análisis para el <i>scraper</i> de la HEBT .....	77
5.3.2	Contribución debida a los blindajes .....	81
5.3.2.1	Muros, suelo y techo de la sala principal .....	82
5.3.2.2	Muros frontales de la sala del BD .....	84
5.3.2.2.1	Opción de todo convencional JAEA.....	84
5.3.2.2.2	Opción de convencional JAEA y baritado .....	85
5.3.2.3	Tapón y corona de plomo.....	86
5.3.3	Contribución debida al BD.....	87
5.3.4	Dosis residuales totales y zonas críticas .....	89
<b>6.</b>	<b>Evaluación de residuos radiactivos.....</b>	<b>92</b>

6.1.	Criterios empleados para la caracterización de residuos.....	92
6.2.	Producción de residuos radiactivos .....	95
6.2.1	Corriente debida a los componentes del acelerador y al bloque de parada .....	95
6.2.1.1	FC .....	96
6.2.1.2	RFQ .....	96
6.2.1.3	MS .....	97
6.2.1.4	Imanes de la MEBT .....	97
6.2.1.5	Tubo de la MEBT .....	98
6.2.1.6	SRF-linac .....	99
6.2.1.6.1	Tubo .....	99
6.2.1.6.2	Solenoides .....	99
6.2.1.6.3	Cavidades superconductoras .....	100
6.2.1.6.4	Acopladores y cajas de transición .....	100
6.2.1.6.5	Blindaje electromagnético.....	101
6.2.1.7	Imanes de la HEBT .....	101
6.2.1.7.1	Los tres imanes pegados al BD .....	101
6.2.1.7.2	Dipolo.....	102
6.2.1.7.3	Los dos imanes pegados al dipolo.....	103
6.2.1.7.4	Los tres imanes pegados al SRF-linac .....	103
6.2.1.8	Tubo de la HEBT.....	104
6.2.1.9	BD.....	105
6.2.1.9.1	Cono interno.....	105
6.2.1.9.2	Blindaje de hierro.....	105
6.2.1.9.3	Cartucho y cierre interno del tanque .....	106
6.2.1.9.4	Blindaje de polietileno .....	106
6.2.2	Corriente debida a los blindajes .....	106
6.2.2.1	Muros, suelo y techo de la sala principal .....	107
6.2.2.2	Muros frontales de la sala del BD .....	108
6.2.2.3	Corona y tapón de plomo .....	109
6.2.3	Resumen de los residuos totales producidos .....	109
<b>7.</b>	<b>Conclusiones y trabajo futuro.....</b>	<b>113</b>

7.1. Metodología .....	114
7.2. Dosis residuales .....	115
7.3. Residuos radiactivos.....	117
7.4. Trabajo futuro .....	118
<b>BIBLIOGRAFÍA .....</b>	<b>120</b>
<b>APÉNDICE A. Manual de MC2ACAB.....</b>	<b>133</b>
<b>APÉNDICE B. Contribuciones científicas asociadas a la tesis.....</b>	<b>140</b>

## LISTA DE FIGURAS

Figura 2.1. Esquema general de funcionamiento de IFMIF [5] .....	8
Figura 2.2. Vista general de la instalación IFMIF [1] .....	8
Figura 2.3 Esquema general de interacción de las áreas principales de IFMIF [6].....	10
Figura 2.4 Vista real de la ubicación de EVEDA [14] .....	12
Figura 2.5 Distribución de las instalaciones principales de EVEDA [15] ..	12
Figura 2.6 Imagen de la LEBT y fuente de iones [10] .....	13
Figura 2.7 Imagen de un módulo del RFQ [12] .....	14
Figura 2.8 Vista de la línea MEBT [13].....	14
Figura 2.9 Vista del SRF-linac (sup. [11]) y cavidad superconductora (inf. [14]).....	15
Figura 2.10 Vista de la línea HEBT [15].....	16
Figura 2.11 Vista de una sección del BD [15] .....	16
Figura 2.12 Vista de la sala principal del edificio del acelerador .....	17
Figura 2.13 Detalle del tapón y la corona de plomo [15].....	18
Figura 2.14 Comparación entre IFMIF y su fase EVEDA [5].....	19
Figura 2.15 Organigrama del proyecto IFMIF/EVEDA [21] [15] .....	20
Figura 2.16 Reparto de responsabilidades en los componentes del prototipo EVEDA [21].....	20
Figura 2.17 Esquema temporal de las actividades para la fase EVEDA [5] .....	21
Figura 3.1 Esquema general del proceso de cálculo seguido [16].....	23
Figura 3.2 Esquema de emisión y aniquilación de positrones [62].....	29
Figura 3.3 Diagrama de flujo de MC2ACAB.....	32
Figura 3.4 Espectro de neutrones emitidos por interacción de deuterones a 9 MeV con cobre natural .....	34
Figura 3.5 Espectro angular para neutrones emitidos por interacción deuterio-cobre a 9 MeV [92].....	35
Figura 3.6 Comparación de la sección eficaz $^{65}\text{Cu}(d,2n)^{65}\text{Zn}$ [35].....	37
Figura 3.7 Comparación de secciones eficaces de producción de $\text{Zn}^{65}$ y $\text{Cu}^{64}$ por reacciones $\text{Cu}(\text{nat})-d$ .....	38
Figura 3.8 Comparación de secciones eficaces de producción de $\text{Co}^{60}$ y $\text{Cu}^{64}$ por reacciones $\text{Cu}-n$ .....	39
Figura 4.1 Vista del modelo empleado para el RFQ .....	41

Figura 4.2 Vista del modelo empleado para el SRF-linac .....	42
Figura 4.3 Vista del modelo empleado para el BD .....	42
Figura 4.4 Vista de los modelos empleados para los imanes (izq.) y el dipolo (dcha.) .....	43
Figura 4.5 Vista del modelo empleado de los blindajes de hormigón .....	43
Figura 4.6 Vista del modelo empleado de la corona y tapón de plomo....	44
Figura 4.7 Esquema ilustrativo de las pérdidas en los componentes del acelerador y parador del haz.....	45
Figura 4.8 Distribución de pérdidas a lo largo del RFQ [105].....	45
Figura 4.9 Distribución de potencia en el cono del bloque de parada (cota 0 en vértice del cono) [110].....	47
Figura 5.1 Esquema de las divisiones radiológicas en el entorno del acelerador EVEDA [105] .....	51
Figura 5.2 Modelo del LPBD [105] .....	52
Figura 5.3 Comparación de dosis residuales para irradiación pulsada con $D^+$ y $H_2^+$ a sus respectivas intensidades máximas .....	54
Figura 5.4 Comparación de dosis residuales por mA para irradiación pulsada con $D^+$ y $H_2^+$ .....	55
Figura 5.5 Comparación de dosis residuales para irradiación continua con $D^+$ y $H_2^+$ a sus respectivas intensidades máximas .....	58
Figura 5.6 Comparación de dosis residuales por mA para irradiación continua con $D^+$ y $H_2^+$ .....	58
Figura 5.7 Dosis residual a lo largo del acelerador a 100 cm de distancia (Sv/h) .....	61
Figura 5.8 Contribución a dosis residual por componentes debido a activación por deuterones a 100 cm .....	63
Figura 5.9 Contribución a dosis residual por componentes debido a activación por neutrones a 100 cm .....	64
Figura 5.10 Dosis residual a lo largo del acelerador a 30 cm de distancia (Sv/h) .....	66
Figura 5.11 Contribución a dosis residual por componentes debido a activación por deuterones a 30 cm .....	67
Figura 5.12 Contribución a dosis residual por componentes debido a activación por neutrones a 30 cm .....	68
Figura 5.13 Mapas de dosis residual debido a la activación por deuterones del tubo de la HEBT, caso SS316L (Sv/h) .....	71
Figura 5.14 Mapas de dosis residual debido a la activación por deuterones del tubo de la HEBT, caso Al (Sv/h).....	74

Figura 5.15 Mapas de dosis residual debido a la activación por deuterones del scraper de la HEBT, caso Cu (Sv/h) .....	78
Figura 5.16 Mapas de dosis residual debido a la activación por deuterones del <i>scraper</i> de la HEBT, caso Al (Sv/h).....	79
Figura 5.17 Divisiones en los muros de hormigón .....	82
Figura 5.18 Detalle de la ubicación del tapón y corona de plomo .....	82
Figura 5.19 Mapa de dosis residual incluyendo solo muros, suelo y techo que definen la sala del acelerador (Sv/h).....	83
Figura 5.20 Comparación de dosis residual a lo largo del acelerador debida a los muros, suelo y techo (Sv/h) .....	84
Figura 5.21 Mapa de dosis residual incluyendo solo las pantallas frontales del BD, con hormigón JAEA (Sv/h) .....	85
Figura 5.22 Mapa de dosis residual incluyendo solo las pantallas frontales del BD, con hormigones JAEA y baritado (Sv/h).....	86
Figura 5.23 Detalle en la sala del acelerador del haz de los fotones emitidos por el BD (Sv/h) .....	88
Figura 5.24 Valores máximos y mínimos de dosis residual a lo largo del acelerador, caso a 100 cm (Sv/h) .....	90
Figura 5.25 Valores máximos y mínimos de dosis residual a lo largo del acelerador, caso a 30 cm (Sv/h) .....	91

## LISTA DE TABLAS

Tabla 2-1. Especificaciones de diseño de los aceleradores de IFMIF [2] ..	9
Tabla 5-1. Límites de dosis a aplicar en el entorno del acelerador EVEDA .....	51
Tabla 5-2. Contribución de los radionucleidos críticos a dosis residual por operación en régimen pulsado con $D^+$ y $H_2^+$ .....	56
Tabla 5-3. Reacciones y sus umbrales para la producción de radionucleidos críticos a dosis .....	56
Tabla 5-4. Contribución de los radionucleidos críticos a dosis residual por operación en régimen continuo con $D^+$ y $H_2^+$ .....	59
Tabla 5-5. Dosis residuales en el área de la HEBT a 100 cm .....	65
Tabla 5-6. Dosis residuales en el área de la HEBT a 30 cm .....	69
Tabla 5-7. Dosis residual debida a deuterones y neutrones a 30 cm de distancia, caso tubo de SS316L .....	72
Tabla 5-8. Dosis residual debida a deuterones y neutrones a 30 cm de distancia, caso tubo de Al .....	75
Tabla 5-9. Comparación de dosis residual debida al tubo de la MEBT ( $\mu\text{Sv/h}$ ), caso a 100 cm .....	76
Tabla 5-10. Comparación dosis residual debida al tubo de la MEBT ( $\mu\text{Sv/h}$ ), caso a 30 cm .....	76
Tabla 5-11. Comparación entre materiales de las dosis residuales debidas al <i>scraper</i> de la HEBT ( $\mu\text{Sv/h}$ ), caso a 100 cm .....	80
Tabla 5-12. Comparación entre materiales de las dosis residuales debidas al <i>scraper</i> de la HEBT ( $\mu\text{Sv/h}$ ), caso a 30 cm .....	81
Tabla 5-13. Comparación de dosis residual debida al BD en la parte del acelerador, caso a 100 cm .....	88
Tabla 5-14. Comparación de dosis residual debida al BD en la parte del acelerador, caso a 30 cm .....	89
Tabla 6-1. Volúmenes de los componentes del acelerador (litros) .....	96
Tabla 6-2. Volúmenes de los blindajes .....	107
Tabla 6-3. Resumen por componentes de los resultados .....	110
Tabla 6-4. Resumen por criterio de los resultados, en términos de masa y volumen .....	111
Tabla 6-5. Resumen de los resultados según la clasificación IAEA, en términos de masa .....	112



## 1. INTRODUCCIÓN

En el marco de la seguridad, viabilidad económica y aceptación medioambiental de la fusión nuclear como fuente energética para el futuro, el desarrollo de materiales que presenten baja activación ante las intensas radiaciones que se dan en los reactores de fusión magnética es una cuestión fundamental.

Estos materiales de baja activación deberán soportar flujos neutrónicos muy elevados con energías de hasta 14 MeV (provenientes de la reacción producida en el plasma:  $d+T \rightarrow n+{}^4\text{He}$ ) y daño de 100-150 dpa aproximadamente. Por tanto, los candidatos a materiales para reactores de fusión requieren fuentes muy intensas de neutrones de alta energía para su validación. Los principales requisitos para esa intensa fuente de neutrones son [1] [2]:

- Relación flujo neutrónico/volumen: equivalente a 2 MW/m<sup>2</sup> en 0.5 litros
- Espectro de neutrones: que simule lo mejor posible el espectro de la primera pared
- Fluencia neutrónica acumulada: 150 dpa en varios años, según esperado en DEMO
- Gradiente de flujo: <10% en el volumen de medida
- Disponibilidad alta: 70 %
- Régimen cuasi-continuo y buena accesibilidad para instrumentación y experimentación

El problema es que actualmente no existe tal fuente de neutrones capaz de reproducir las condiciones a las que estarán sometidos los materiales en un futuro reactor nuclear de fusión magnética [1] [2].

De esta necesidad nace IFMIF (Internacional Fusion Materials Irradiation Facility), que fue planeado conjuntamente por Japón, la Unión Europea, Estados Unidos de América y la Federación Rusa dentro del marco sobre materiales para fusión de la Agencia Internacional de la Energía de la OCDE, publicándose un informe de diseño en el año 2004.

La misión principal de IFMIF es generar una base de datos de diseño, construcción, licenciamiento y operación segura para DEMO. Para esto es necesario desarrollar una fuente intensa de neutrones con las propiedades descritas anteriormente. Se ha decidido el empleo de un acelerador de deuterones de alta intensidad mediante la reacción deuterio-litio para reproducir las condiciones de operación de un reactor de fusión magnética como DEMO (reacción definida como la mejor opción posible para estos propósitos [1] [2]). De este modo se podrán probar los candidatos a materiales en esos reactores durante periodos que puedan abarcar incluso todo el tiempo de exposición a irradiación en un reactor real, aportando datos de materiales de interés para otro tipo de instalaciones nucleares, tales como reactores de fisión u otras fuentes de irradiación basadas en acelerador.

Pero antes de la construcción de IFMIF, se ha decidido establecer un período de 6 años que se inicia en el año 2007 (prorrogado actualmente hasta 2017), consistente en la validación y diseño de ingeniería conocido como fase EVEDA (Engineering Validation and Engineering Design Activities), que será llevado a cabo mediante la colaboración de la Unión Europea y Japón. Constituye uno de los tres proyectos que se encuadran dentro del acuerdo conjunto (Broader Approach) firmado entre Japón y la Unión Europea en 2007.

Los objetivos de EVEDA son, por un lado, realizar los estudios de ingeniería y de integración de los sistemas con análisis de detalle de planes de construcción, especificaciones de equipos, análisis genéricos de seguridad, etc., y por otro lado, validar los conceptos de la instalación IFMIF mediante la construcción de los prototipos de sus unidades principales. Se espera tener terminado el diseño de ingeniería de la instalación en torno al año 2013.

Un aspecto de gran importancia para el diseño y operación de estas instalaciones es el correspondiente a la protección radiológica y sus estudios asociados. Este aspecto no es exclusivo de estas dos instalaciones sino que es compartida con toda aquella instalación de carácter nuclear o atómico, en donde la presencia de fuentes radiactivas (naturales o artificiales) supone un potencial riesgo para las personas y el medioambiente.

Dicho riesgo justifica la realización de los mencionados estudios de protección radiológica [3] [4], prestando especial atención a las características intrínsecas de la instalación a estudio. Uno de los objetivos de estos estudios consisten, por una parte, en determinar y analizar las radiaciones existentes en el interior y el entorno próximo de la instalación para evaluar sus consecuencias, y por otra parte de proveer de los medios adecuados a fin de que trabajadores profesionalmente expuestos y el público en general no reciban dosis superiores a las fijadas por los organismos competentes y por los objetivos de dosis de la instalación. Del mismo modo para el caso de los residuos y efluentes radioactivos generados, que son necesarios ser evaluados para que, con su correcta gestión, no supongan riesgos (presentes y futuros) para las personas y medioambiente.

En el caso concreto de los aceleradores empleados en estos dos proyectos, se producirán pérdidas en el haz durante su proceso de aceleración. Estas pérdidas se producen en menor o mayor medida a pesar de que los componentes se diseñan convenientemente para reducir las pérdidas mientras se mantienen sus capacidades aceleradoras. También hay que considerar que el haz es interceptado parcialmente por los *scrapers* situados en varios puntos a lo largo de la línea, diseñados para colimar el haz y evitar dañar ciertos componentes del acelerador. Por otro lado y como particularidad de la fase IFMIF/EVEDA, el haz será totalmente parado en el bloque de parada diseñado convenientemente para tal fin.

La interacción de esas pérdidas con los diversos materiales y la del propio haz con el bloque de parada producirá varios fenómenos físicos a tener en cuenta. Considerando efectos finales sobre las personas y medioambiente, por un lado generarán un campo de dosis durante su funcionamiento, por otro lado generará un campo de dosis residual durante su fase de parada y, por último, los materiales activados van a suponer una corriente de residuos y efluentes radiactivos. Desde un punto de vista más formal, mientras las pérdidas y el propio haz interactúan con los materiales, se van a producir partículas y radiación secundarias (principalmente neutrones y fotones) que son responsables de la dosis durante operación. Dichas partículas secundarias van a activar, junto con las propias pérdidas, los materiales con los que interactúen, generando un inventario

isotópico emisor de fotones por decaimiento que son los responsables de la dosis residual.

Enlazando con la problemática del párrafo anterior, es ahí en donde la presente Tesis se encuadra, dentro del campo de la protección radiológica en aceleradores. En concreto se ubica en las responsabilidades adquiridas por el grupo de investigación “Tecnologías de Sistemas de Fisión, Fusión y de Fuentes de Irradiación (TECF3IR)” de la ETSI Industriales de la UNED en los estudios de protección radiológica del proyecto IFMIF/EVEDA.

De este modo se presentan los estudios/análisis realizados por el doctorando durante la beca FPI en dicho grupo de investigación en lo relacionado a la instalación del acelerador de la fase IFMIF/EVEDA. Los dos objetivos principales de la Tesis son los siguientes:

- La evaluación de la dosis residual dentro de la sala del acelerador debido a la activación, tanto por deuterones como por neutrones, de todos los componentes del acelerador y el bloque de parada, así como de los blindajes existentes. De este modo se puede evaluar la posibilidad de realizar tareas mantenimiento en los componentes del acelerador tras su parada y además identificar cuáles son los más críticos a dosis
- La evaluación de la producción de residuos radioactivos considerando todos los componentes del acelerador, el bloque de parada y los blindajes existentes. De este modo se pueden caracterizar los residuos producidos y evaluar las posibles vías de gestión final de los residuos generados tras la vida útil de la instalación

Esta Tesis no pretende el diseño de ningún componente o blindaje de esta instalación, sino exclusivamente realizar los análisis descritos en los puntos anteriores sobre el diseño de referencia actual.

Para llevar a cabo dichos análisis, se ha seleccionado la metodología más apropiada a este caso concreto, estando dicha selección altamente condicionada por las particularidades de la instalación a estudio y las capacidades computacionales disponibles.

Los estudios aquí presentados son la primera vez que se realizan para la sala principal del edificio del acelerador en su conjunto, siendo presentados en reuniones e informes de trabajo y conducentes a varios artículos en revistas JCR.

Por tanto, el desarrollo de la Tesis comienza en esta introducción con la ubicación y presentación de la problemática y objetivos del trabajo.

En el segundo capítulo se describe el proyecto IFMIF como introducción a la definición en más profundidad de su fase EVEDA, ya que es en ella en donde se centra esta Tesis. Se mostrará en detalle el acelerador y el bloque de parada contenidos en la sala principal del edificio del acelerador, así como los blindajes existentes.

En el tercer capítulo se aborda la metodología usada para conseguir los objetivos de la Tesis, describiendo y justificando los códigos y datos nucleares usados en las etapas correspondientes de transporte y activación. Igualmente se muestran las herramientas usadas para visualización de geometría y resultados. Para llegar a dicha metodología se estudian los requerimientos del problema y se seleccionan las herramientas disponibles más adecuadas. También se muestran las mejoras y desarrollos realizados dentro de la metodología propuesta, justificando su conveniencia para abordar correctamente los objetivos propuestos.

En el cuarto capítulo se presentan el modelo geométrico y las pérdidas usados en las simulaciones de acuerdo a documentos oficiales del proyecto, y que constituyen los datos de partida para abordar los objetivos presentados de la Tesis.

Los capítulos quinto y sexto se dedican a la presentación y análisis de los resultados sobre dosis residual y residuos radiactivos, respectivamente. En ellos se evalúan las posibilidades de realizar tareas de mantenimiento y las vías de gestión de los residuos generados bajo una hipótesis conservadora de un tiempo de irradiación continua de seis meses, a la vez que se identifican los componentes más críticos en cada estudio.

Finalmente el capítulo séptimo se deja para la recopilación de las principales conclusiones derivadas del estudio, introduciendo también líneas de trabajo futuro

como continuación de los trabajos aquí mostrados y la metodología seguida en esta Tesis.

## **2. DESCRIPCIÓN DEL PROYECTO IFMIF Y DE SU FASE EVEDA**

En este capítulo se describe el proyecto en el que se encuadra la presente Tesis, presentándose brevemente el proyecto IFMIF como necesaria introducción para la definición en más profundidad de su fase EVEDA, ya que es en esta última instalación en donde se centra la Tesis.

### ***2.1. El proyecto IFMIF***

Como se ha mencionado en la Introducción, IFMIF surge por la necesidad de desarrollar una fuente intensa de neutrones capaz de simular las condiciones a las que estarán sometidos los materiales en un futuro reactor nuclear de fusión magnética. Su misión es, por tanto, desarrollar dicha fuente, basándose en aceleradores de deuterones de alta intensidad mediante la reacción deuterio-litio.

El amplio rango de materiales y de condiciones de operación previstas en un reactor de fusión es una complicación adicional para el diseño de la fuente. Los materiales de primera pared y de la zona de manto reproductor son aquellos que van a estar sometidos a mayores flujos neutrónicos y mayores temperaturas. Sin embargo, también es necesaria la cualificación del comportamiento de otros materiales que van a estar situados en otras zonas del reactor sometidos a flujos de neutrones más bajos.

Las tres áreas principales de las que consta el proyecto son: los aceleradores, zona del blanco de litio y la zona de irradiación de las muestras. Se completa la instalación con la zona de experimentos post-irradiación para el análisis de muestras (celdas calientes) y otras instalaciones convencionales. La Figura 2.1 muestra el esquema conceptual de funcionamiento de la instalación IFMIF, diferenciando las principales aéreas. Aunque dicha figura solo muestra una línea de aceleración, IFMIF se compone de dos aceleradores de las mismas características trabajando en paralelo e incidiendo sobre el mismo blanco de litio.

Las fuentes de iones de cada acelerador generan los iones de deuterio que son posteriormente acelerados en las sucesivas etapas de cada uno de ellos hasta alcanzar los 40 MeV. Una vez alcanzada esa energía, los haces de deuterones interactúan con el manto de litio generando la fuente neutrónica deseada y representativa de las condiciones esperadas en un reactor de fusión.

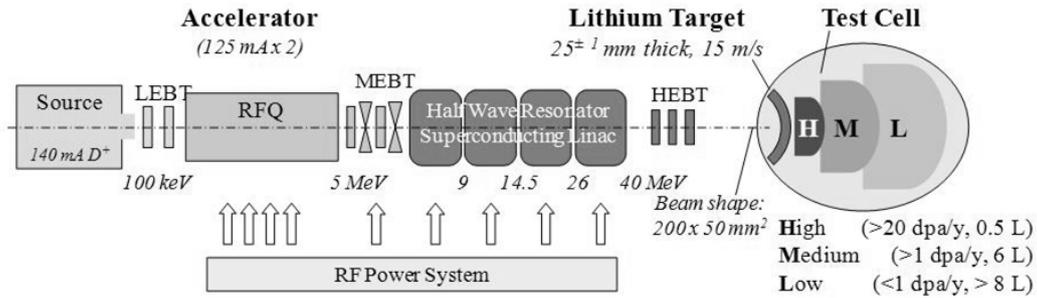


Figura 2.1. Esquema general de funcionamiento de IFMIF [5]

En la Figura 2.2 se muestra una representación general del edificio conforme al estado actual del proyecto, ofreciendo una idea de las dimensiones y distribución de las diferentes instalaciones.

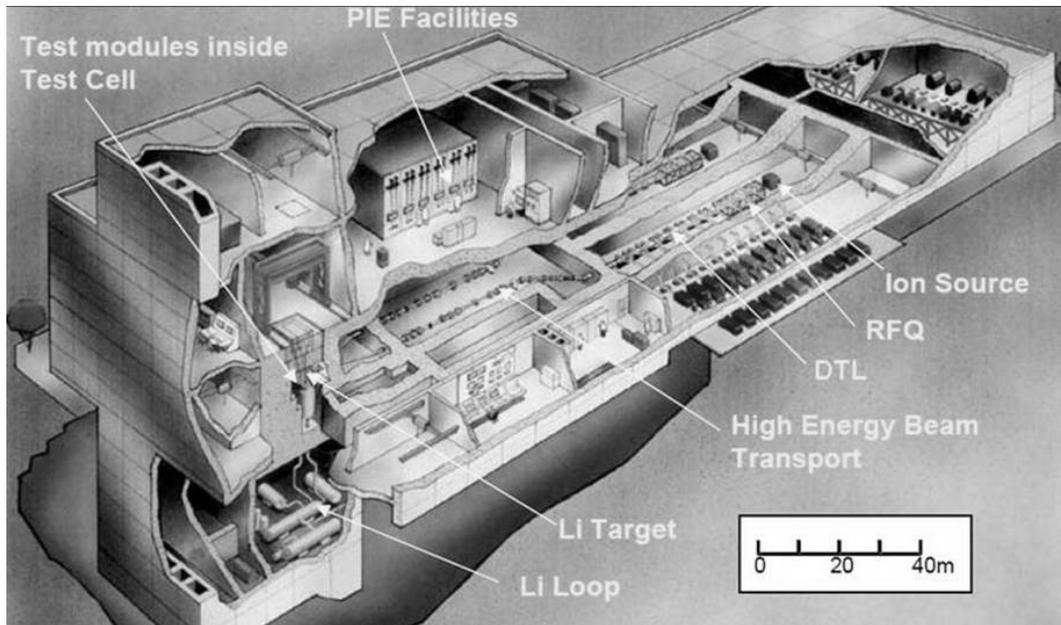


Figura 2.2. Vista general de la instalación IFMIF [1]

Respecto a los aceleradores, son dos aceleradores lineales de deuterones de  $125 \text{ mA}$  cada uno y  $175 \text{ MHz}$  que trabajarán en paralelo e incidiendo en el mismo

blanco de litio. De esta manera, el sistema resulta redundante, pudiendo trabajar con un solo acelerador de 125 mA cuando el otro equipo esté siendo sometido a operaciones de mantenimiento o reparación. El diseño de referencia considera una fuente de iones e inyector, un sistema “Radio-Frequency Quadrupole” (RFQ) para acelerar el haz de deuterones hasta los 5 MeV y varios tanques “Drift Tube Linac” (DTL) tipo Álvarez para la aceleración hasta los 40 MeV, si bien en el momento de la redacción de esta Tesis el DTL ha sido sustituido por un sistema superconductor basado en cavidades “Half Wave Resonators” (HWR). Entre el RFQ y el sistema HWR se sitúa la línea de transporte de media energía (MEBT), mientras que la línea de transporte de alta energía (HEBT) se sitúa a la salida del HWR. La Tabla 2-1 [1] [2] resume las especificaciones de diseño de los aceleradores de IFMIF.

**Tabla 2-1. Especificaciones de diseño de los aceleradores de IFMIF [2]**

<b>Requerimiento</b>	<b>Especificación</b>	<b>Detalle/Comentario</b>
<b>Tipo de partícula</b>	D <sup>+</sup>	H <sub>2</sub> <sup>+</sup> para pruebas (disminuye la activación)
<b>Clase de acelerador</b>	RF linac	175 MHz, 5 MeV RFQ & 5-40 MeV, 175 MHz DTL
<b>Número de aceleradores</b>	2	Operación en paralelo
<b>Corriente de salida</b>	250 mA	2 haces de 125 mA cada uno
<b>Distribución del haz</b>	Sección rectangular plana	20 cm horiz. x 5 cm vert.
<b>Energía de salida</b>	40 MeV	
<b>Dispersión de la energía de salida</b>	± 0.5 MeV FWHM	
<b>Factor de carga</b>	Onda continua	Posibilidad de pulsado
<b>Disponibilidad de máquina</b>	≥ 88 %	Durante operación planificada
<b>Mantenimiento</b>	Manual	Para los componentes del acelerador hasta el final del giro de la parte de alta energía
<b>Tiempo de vida esperado</b>	30 años	

Respecto a la instalación del blanco de litio, ésta debe proveer un flujo estable de litio para la generación de la fuente de neutrones con un flujo medio de 20 dpa/año, además de disipar la carga térmica de 10 MW generada por la interacción de los dos haces de deuterones [1] [2].

Respecto a la zona de irradiación de las muestras, ésta debe soportar las diferentes condiciones de irradiación neutrónica a las que estarán sometidas las muestras, incluyendo acceso eficiente a las muestras, refrigeración y albergando sistemas complejos de instrumentación. Se divide en tres zonas en función del flujo neutrónico existente: nivel alto, medio y bajo. El interior de las celdas en las que se colocarán los materiales a ser probados y las propias muestras estarán altamente activados, con dosis del orden de  $10^5$  Sv/h, por lo que serán necesarias sistemas de mantenimiento remoto para su manipulación [1] [2].

En la Figura 2.3 se muestra en detalle el acoplamiento de la zona de incidencia del haz de deuterones con el flujo de litio, junto con la zona en la que se sitúan las muestras a analizar.

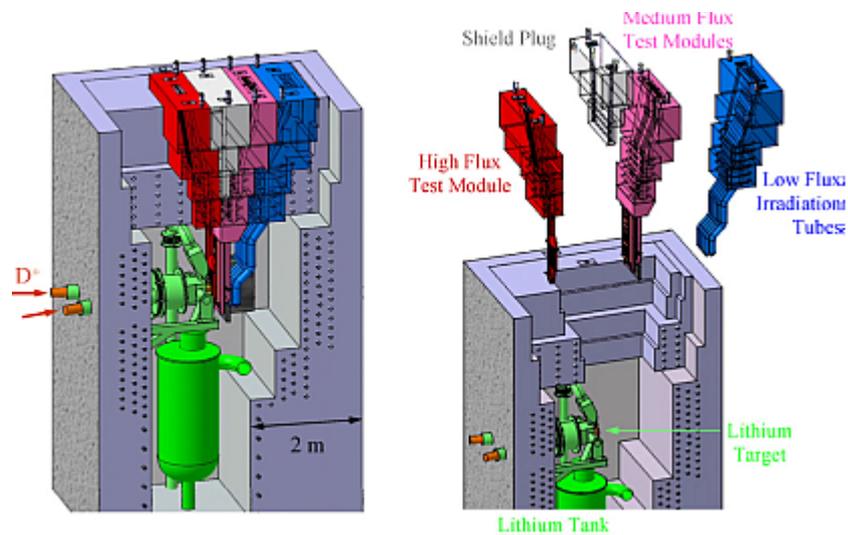


Figura 2.3 Esquema general de interacción de las áreas principales de IFMIF [6]

## ***2.2. El prototipo de acelerador de la fase IFMIF/EVEDA***

Previamente a la construcción de IFMIF, se ha decidido establecer un período de 6 años que se inicia en el año 2007 (prorrogado actualmente hasta 2017), consistente

en la validación y diseño de ingeniería conocido como fase EVEDA (Engineering Validation and Engineering Design Activities), que será llevado a cabo mediante la colaboración de la Unión Europea y Japón. Constituye uno de los tres proyectos que se encuadran dentro del acuerdo conjunto (Broader Approach) firmado entre Japón y la Unión Europea en Febrero de 2007 y que se inició oficialmente en Junio de 2007.

Sus objetivos son, por un lado, realizar los estudios de ingeniería y de integración de los sistemas con análisis de detalle de planes de construcción, especificaciones de equipos, análisis genéricos de seguridad, etc., y por otro lado, validar los conceptos de la instalación IFMIF mediante la construcción de los prototipos de sus unidades principales.

Los tres prototipos a construir en esta fase, representativos de los principales desafíos de la instalación IFMIF, son los siguientes:

- La parte de baja energía del acelerador (hasta 9 MeV), a probar a la corriente de IFMIF (125 mA) en modo continuo en Rokkasho (Japón). Recientemente ha pasado a llamarse a esta fase como proyecto LIPAc (Linear IFMIF Prototype Accelerator)
- El blanco de litio a escala reducida 1/3, incluyendo los sistemas de purificación y monitorización previstos para IFMIF, que serán probados en Oarai (Japón)
- Los principales componentes del módulo de alto flujo, en particular los soportes a escala 1:1 y la demostración termo-hidráulica de los módulos, a probar en Europa

Para los propósitos de esta Tesis, es la instalación del acelerador de la fase EVEDA la que interesa y la única que será descrita a continuación según el diseño de referencia.

La Figura 2.4 y la Figura 2.5 muestran una vista real y otra ilustrada de la ubicación del prototipo de acelerador para EVEDA, así como de sus edificios auxiliares, ilustrando la distribución de las instalaciones principales.



Figura 2.4 Vista real de la ubicación de EVEDA [14]

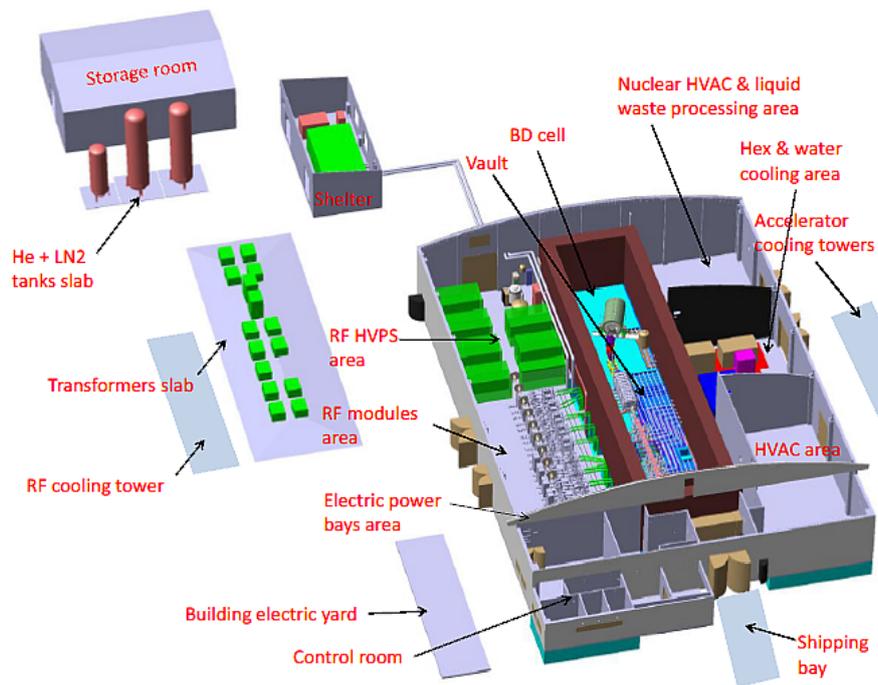


Figura 2.5 Distribución de las instalaciones principales de EVEDA [15]

Los componentes de la instalación del acelerador más relevantes para los objetivos propuestos se centran en la línea del acelerador, en el bloque de parada y en los blindajes existentes en la sala principal que los alberga (incluida la propia sala), describiéndolos en detalle en las secciones siguientes.

### 2.2.1 Componentes del acelerador

Los principales componentes del acelerador se describen a continuación, sin considerar los sistemas de refrigeración de los componentes ni de la ventilación de la sala:

- La fuente de iones/injector y sus sistemas asociados para el transporte de baja energía (LEBT) y la Faraday Cup (FC). Se basa en el modelo de Saclay de la fuente SILHI (Sourced Ions Légères a Haute Intensités) y compuesta por una fuente ECR (Electron Cyclotron Resonance) que opera a 2.45 GHz y dos bobinas que proporcionan el campo magnético axial necesario de 875 Gauss [7] [8] [9]. Genera una corriente de salida de 140 mA a 100 keV (ver Figura 2.6).



Figura 2.6 Imagen de la LEBT y fuente de iones [10]

- El cuadrupolo de radiofrecuencia (RFQ), basado en una estructura de cuatro vanos a 175 MHz, con una longitud total de 9.8 metros aproximadamente, y dividido en 18 módulos ensamblados entre sí para preparar y acelerar el haz de deuterones desde 100 keV hasta 5 MeV [11] [12], con un cuidado especial en su diseño para disminuir las pérdidas del haz a lo largo de la línea con el fin de minimizar la activación de los componentes (ver Figura 2.7).

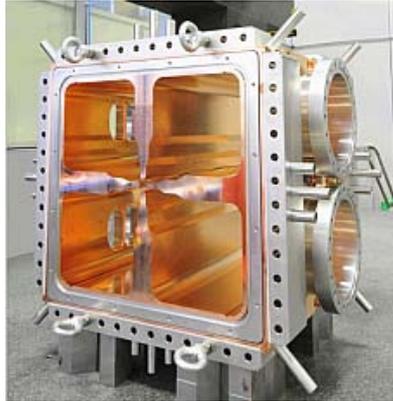


Figura 2.7 Imagen de un módulo del RFQ [12]

- La línea de transporte de media energía (MEBT) equipada con dos *bunchers*, un *scraper* (Matching Section, MS) y cinco cuadripolos [13]. Su función es adecuar el haz a las especificaciones requeridas para su entrada en el siguiente componente acelerador (ver Figura 2.8). La longitud total es de 1.90 metros aproximadamente.

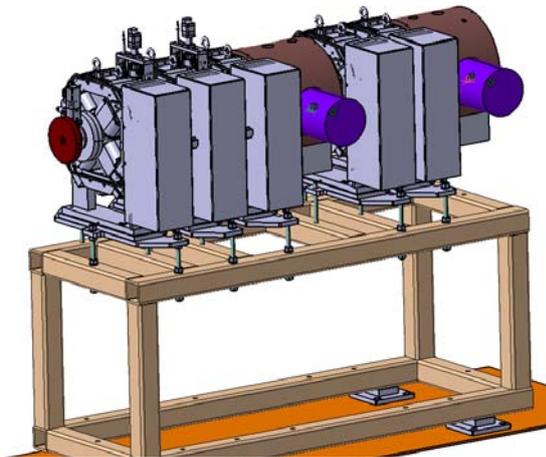


Figura 2.8 Vista de la línea MEBT [13]

- El componente encargado de acelerar los deuterones desde 5 hasta 9 MeV tiene aproximadamente 5 metros de longitud total, y fue pensado inicialmente como una estructura DTL (Drift Tube Linac) aunque recientemente ha sido sustituido por un equipo superconductor basado en cavidades HWR (Half Wave Resonator) para optimizar los costes de operación, denominándose SRF-linac. La aceleración se realiza

mediante un campo de 4.5 MV/m (ver Figura 2.9 ). Está compuesto por 8 cavidades resonantes con sus acopladores y cajas de transición, y 8 paquetes de solenoides, todos ellos refrigerados para trabajar a 4.5 °K [11].

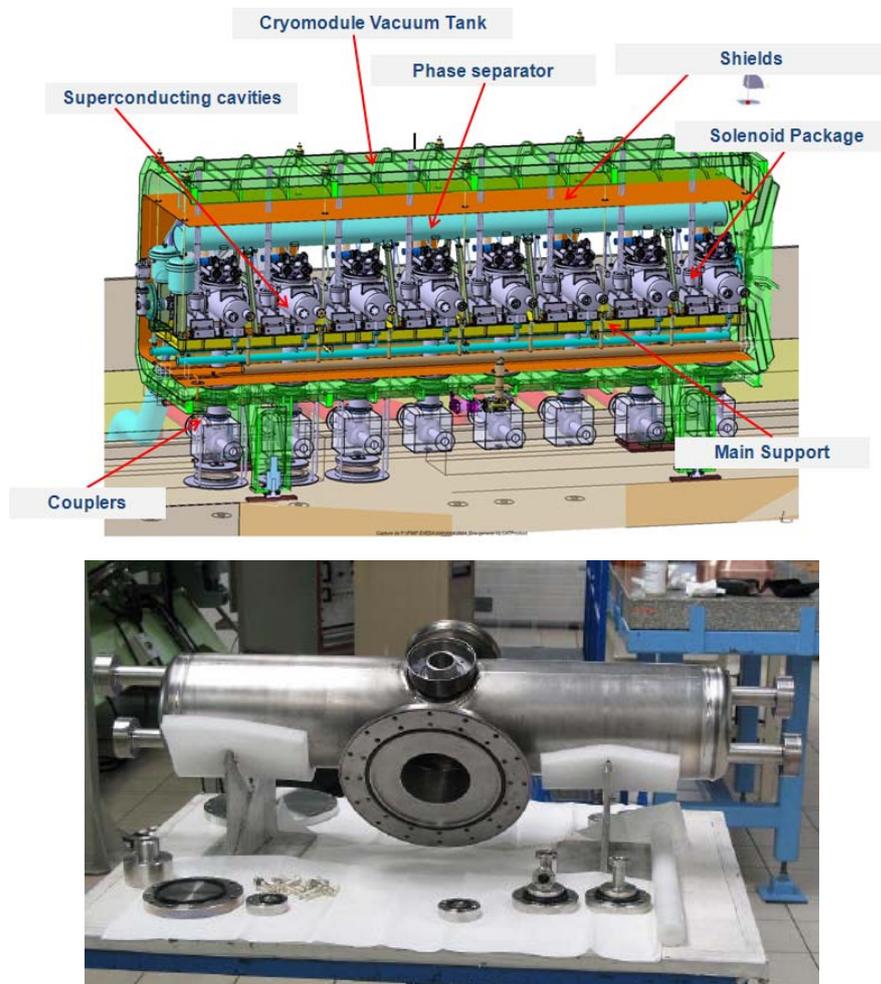


Figura 2.9 Vista del SRF-linac (sup. [11]) y cavidad superconductor (inf. [14])

- La línea de transporte de alta energía (HEBT) conduce el haz hasta el bloque de parada y está compuesto por ocho cuadrupolos y un dipolo (este último para girar el haz), incluyendo un *scraper* en su parte final cercano al bloque de parada y varios diagnósticos del haz todavía sin definir completamente (ver Figura 2.10). Aproximadamente tiene 9.5 m de longitud medido a lo largo del haz.

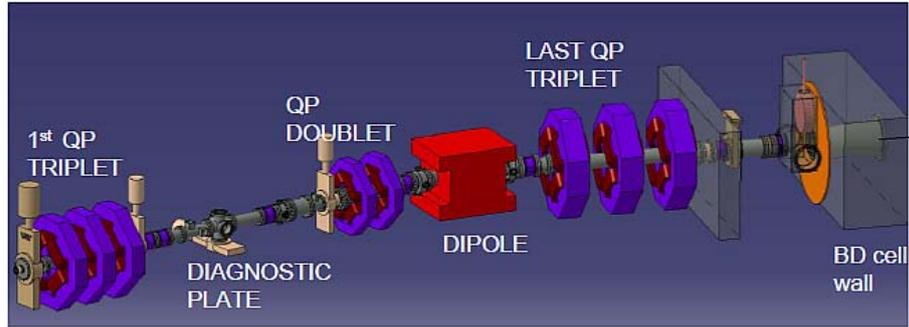


Figura 2.10 Vista de la línea HEBT [15]

- El sistema de radiofrecuencia que alimenta a los elementos aceleradores tiene 18 generadores y líneas de transmisión, 16 de ellos alimentando al RFQ y SRF-linac (8 cada uno) y 2 alimentado a los *bunchers* de la MEBT [11].

### 2.2.2 El bloque de parada

El bloque de parada o Beam Dump (BD) se incluye para detener el haz, debido a que no hay acoplamiento/interacción entre el haz de deuterones y blanco de litio (ver Figura 2.11). Dicho componente está girado 20° respecto a la línea definida por los componentes aceleradores. Se compone, simplificado, de un cono interno en donde interacciona el haz, su canal de refrigeración y diversos blindajes para atenuar las radiaciones durante funcionamiento y parada [15] [16] [17] [18], con longitud total de 4 m aproximadamente.

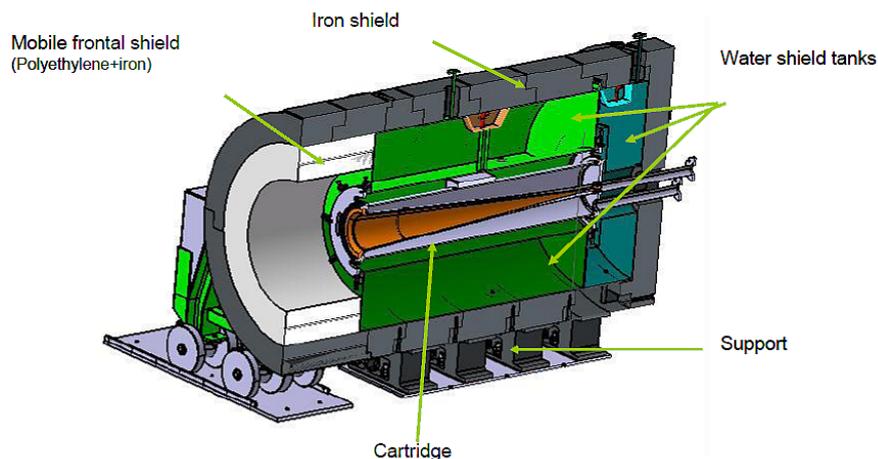


Figura 2.11 Vista de una sección del BD [15]

### 2.2.3 Blindajes de la sala principal del edificio del acelerador

Dentro del edificio del acelerador, está la sala principal que alberga los componentes mencionados del acelerador y el bloque de parada, y que incluye diversos blindajes.

Por un lado están las paredes, suelo y techo que definen la propia sala principal. La parte de dicha sala que incluye el acelerador se denomina sala del acelerador, mientras que la sala que incluye al BD se llama sala del BD. Por otro lado están los muros que conforman el frontal de la sala del BD, definiendo un acceso laberíntico a dicha sala desde la sala del acelerador.

Una vista de la sala principal se muestra en la Figura 2.12 (representada con MCAM [19], quitando el techo y pared sur). Las dimensiones internas de la sala principal son 41.5 m de largo, 8 m de ancho y 7 m de alto, con espesor de muros, suelo y techo de 1.5 m.

La configuración en forma de laberinto mostrada de los muros frontales de la sala del BD se compone de tres pantallas de 3 m de alto y 20 cm de espesor (los más bajos) y dos muros de 5 m de alto y 60 cm de espesor. Esta configuración está actualmente siendo revisada para eliminar el laberinto y dejar un sólo muro más grueso y más bajo, debido a limitaciones de peso a soportar por la cimentación en esa zona.

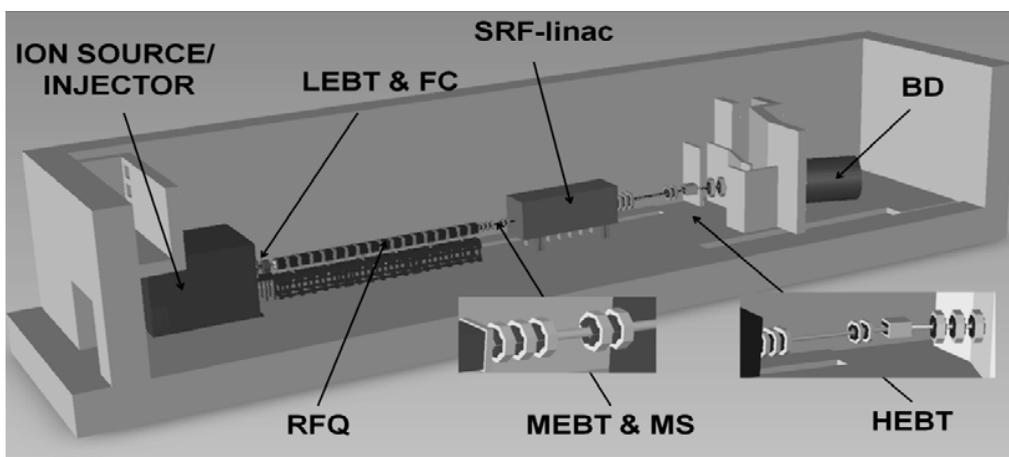


Figura 2.12 Vista de la sala principal del edificio del acelerador

Adicionalmente a este laberinto (ver Figura 2.13), en el diseño de los blindajes asociados al BD se contempla un tapón de plomo (18 cm de radio y 9 cm de espesor, color crema en figura) en el tubo del haz que se cierra durante la fase de parada, así como una corona de plomo de 55 cm de radio y 1.5 mm de espesor pegada al muro permanentemente (color anaranjado en figura). Todo ello motivado para reducir las dosis residuales provenientes del bloque de parada en el área del acelerador [15] [16] [20].

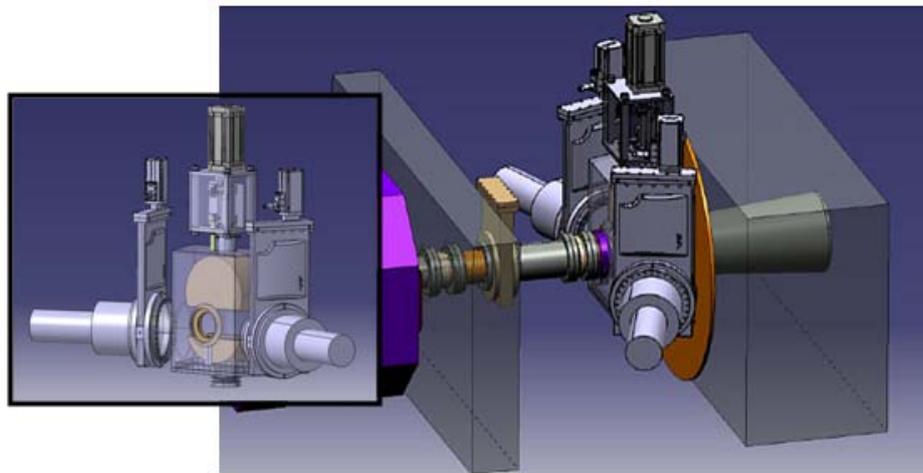


Figura 2.13 Detalle del tapón y la corona de plomo [15]

#### 2.2.4 Comparación conceptual entre IFMIF y su fase EVEDA a nivel del acelerador

Una comparación grafica entre uno de los dos aceleradores de IFMIF y el prototipo de acelerador EVEDA se muestra en la Figura 2.14, en la que se puede observar la correspondencia de las unidades comunes entre ambas instalaciones. En parte superior se muestra uno de los dos aceleradores idénticos de la instalación IFMIF y en la inferior el prototipo de la fase EVEDA. Como se puede apreciar, la diferencia entre uno y otro radica en que en el prototipo de la fase EVEDA, el haz de deuterones alcanza sólo 9 MeV y posteriormente es detenido en el bloque de parada diseñado para tal fin, no existiendo interacción del haz con el blanco de litio, como sucede en el proyecto IFMIF. Los equipos utilizados en EVEDA hasta la aceleración a 9 MeV son idénticos a los previstos para cada uno

de los aceleradores finales de IFMIF, siendo las líneas HEBT particulares para las energías involucradas en cada caso.

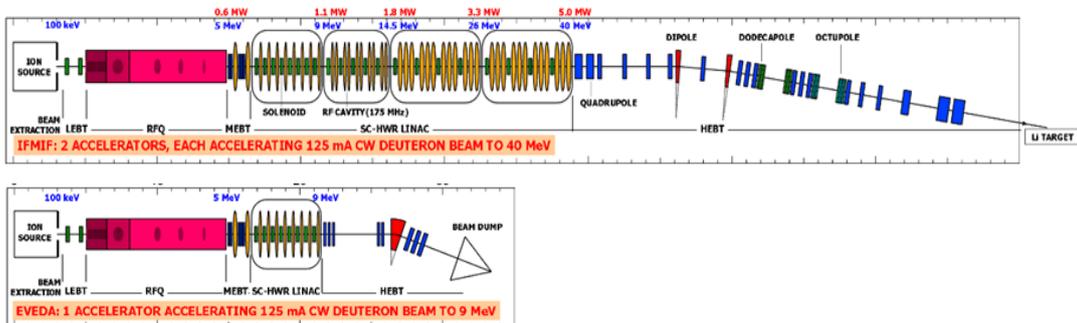


Figura 2.14 Comparación entre IFMIF y su fase EVEDA [5]

### 2.2.5 Aspectos de organización de la instalación del acelerador de la fase IFMIF/EVEDA

El organigrama del proyecto se muestra en la Figura 2.15. En él se ve el reparto de las responsabilidades entre los diferentes equipos de trabajo involucrados en esta fase. La coordinación de los estudios y realización del acelerador prototipo se han confiado al Equipo Europeo dentro del denominado Accelerator System Group (ASG). Las actividades de dicho grupo respecto al prototipo del acelerador están lideradas por tres países: Francia, Italia y España.

En el momento actual y en lo que respecta a las actividades para el acelerador, España, a través de CIEMAT, es responsable fundamentalmente de las tres siguientes tareas: i) sistema de radiofrecuencia que alimenta las cavidades de este acelerador prototipo; ii) líneas de media y alta energía y el bloque de parada; y iii) corresponsable junto al equipo francés de las actividades de seguridad/protección radiológica relacionadas con el diseño de los elementos del acelerador y del diseño del bloque de parada. Las actividades relativas a los estudios de seguridad y protección radiológica para EVEDA han sido delegadas a nivel técnico al grupo TECF3IR de la Universidad Nacional de Educación a Distancia (UNED). En la Figura 2.16 se ilustra dicho reparto de tareas a nivel del acelerador.

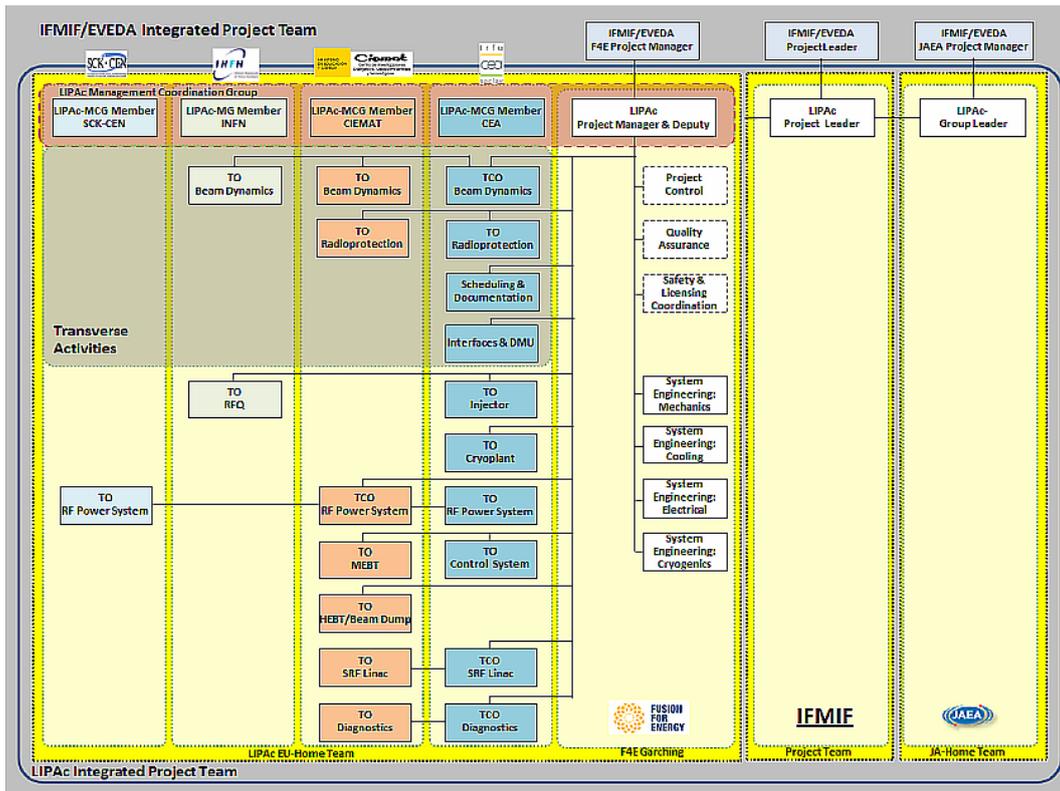


Figura 2.15 Organigrama del proyecto IFMIF/EVEDA [21] [15]

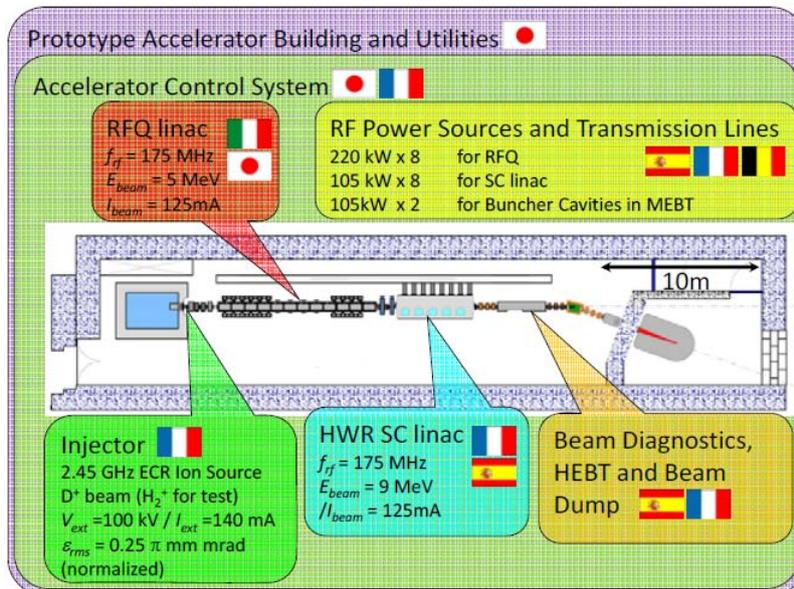


Figura 2.16 Reparto de responsabilidades en los componentes del prototipo EVEDA [21]

Un esquema temporal de las actividades para la instalación del acelerador se refleja en la Figura 2.17. Se espera tener terminado en torno al año 2013 el diseño

de ingeniería de la instalación, asumiendo el final de las actividades de validación a mediados del 2017. Respecto al bloque de parada y la línea de alta energía, se espera su traslado durante 2014 a Rokkasho.

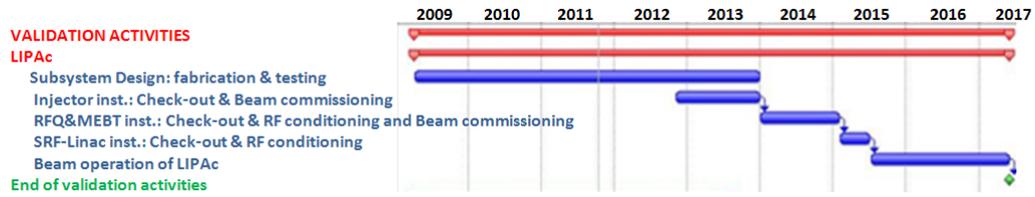


Figura 2.17 Esquema temporal de las actividades para la fase EVEDA [5]

### **3. METODOLOGÍA**

Para llevar a cabo los objetivos propuestos es necesario obtener el inventario isotópico que se genera, debido a que de él se derivan los niveles de actividad y la fuente de fotones por decaimiento requeridos para los análisis necesarios.

Por tanto, la metodología seguida para obtener/predecir dicho inventario juega un papel clave para computar correctamente los resultados finales, abarcando tanto el proceso de cálculo seguido para realizar las simulaciones como los códigos y los datos nucleares usados en las mismas.

Teniendo en cuenta las particularidades de la instalación a estudio, se realiza la selección de los códigos y datos en función de sus capacidades de predicción, identificando y realizando posibles mejoras o desarrollos dentro de la metodología cuando sea necesario hacerlo para los objetivos propuestos.

En este capítulo se muestra la metodología seguida además de las mejoras y desarrollos incorporados a la misma.

#### ***3.1. Descripción general del proceso de cálculo***

Como punto de partida se tienen el modelo geométrico de la instalación y el modelo de pérdidas de deuterones. Con estos datos de entrada concretos del problema a tratar, se hace la simulación con un código de transporte de partículas para obtener los flujos en los componentes/materiales de interés que, posteriormente, serán entrada para realizar los cálculos de inventario mediante un código de activación. Una serie de librerías de datos nucleares son requeridas por cada código para el cómputo de las magnitudes asociadas. Del cálculo de activación se obtiene el inventario isotópico generado para cada componente/material, obteniéndose así las fuentes de fotones de decaimiento para el cómputo de dosis residual y las actividades correspondientes para los estudios de gestión de residuos. Posteriormente al cómputo de la fuente de fotones residuales, se realiza el transporte de dichas fuentes para calcular las dosis residuales. Para la visualización de resultados y geometría se hace uso de

programas adecuados a cada fin. Un esquema del proceso seguido se muestra en la Figura 3.1, en la que también se ha incluido la etapa de cálculos en funcionamiento para ver partes comunes.

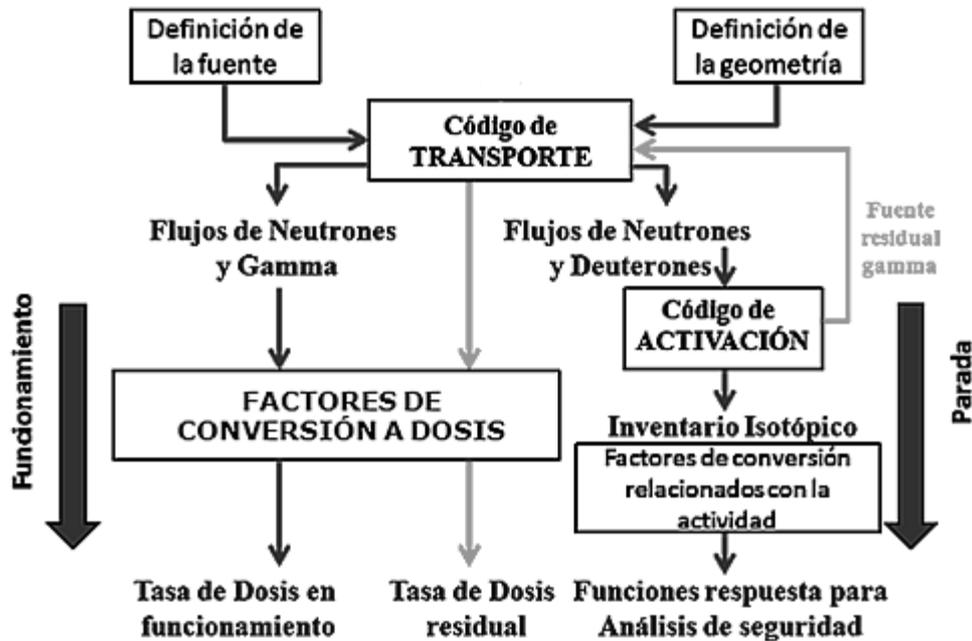


Figura 3.1 Esquema general del proceso de cálculo seguido [16]

El proceso presentado en dicha figura se ha realizado de forma semiautomática a través de los desarrollos específicos realizados para acoplar las salidas y entradas de los códigos utilizados, tal y como se describe más adelante en este capítulo. La automatización está justificada por el gran número de celdas/materiales a activar en toda la sala principal del edificio del acelerador. La parte automática corresponde al acoplamiento entre la etapa de transporte para el cómputo de flujos y la etapa de activación, además de extraer la fuente de fotones residuales que posteriormente son transportadas para el cómputo de la dosis residual. La parte manual ha correspondido a la definición de los volúmenes de muestreo y fuentes superficiales para cada fuente de fotones residual conforme a los requisitos del código de transporte empleado, mientras que el espectro de cada una de ellas se ha extraído de forma automática desde los resultados de la etapa de activación mediante una aplicación auxiliar programada en FORTRAN.

En lo referente al cálculo de las dosis residuales, el método empleado es el denominado R2S (Rigorous-two-Steps) basado en celda [22] [23] [24], calificado así por separar las etapas de transporte y activación en simulaciones separadas con códigos específicos a cada fin. El calificativo “en celda” se debe a que la generación de fotones y su posterior transporte se computa en cada celda de interés definida en el modelo geométrico para transporte, en contraste con la opción “en malla”, en donde dicho proceso se hace en celdas de una malla superimpuesta a la geometría e independiente a ésta. En ambas opciones, el cómputo de flujos y posterior activación es necesario realizarlo en cada celda de la geometría o de la malla, dependiendo de la opción seleccionada. El concepto de celda y malla se corresponde con las opciones del código de transporte empleado y descrito más adelante.

Una alternativa al método R2S, ya sea basado en celda o en malla, es el método D1S (Direct-one-Step) [25] [26], con el que una sola simulación con el código de transporte sirve para hacer dicho cálculo de dosis residual. Aunque una sola simulación es suficiente, es necesario realizar una serie de modificaciones al código de transporte y librerías empleadas para así poder “traducir” a fotones residuales los fotones inmediatos generados [25] [27] [23] [26].

Con el método R2S se tienen en cuenta las cadenas de producción de radionucleidos de más de un paso aunque dicha producción se computa en un cierto volumen espacial correspondiente a la celda definida, mientras que con el método D1S se transportan los fotones desde su posición exacta de generación sin preocuparse por la discretización de la geometría, aunque sólo aquellos radionucleidos formados por primera reacción se tienen en cuenta como emisores.

La necesidad de dichas modificaciones y la experiencia ganada con los códigos de transporte y activación específicos empleados han inclinado hacia el uso del método R2S. Por otro lado, las capacidades que ofrece el código de activación seleccionado para computar magnitudes derivadas del inventario isotópico generado han sido de gran utilidad para los estudios sobre residuos radiactivos realizados, aprovechando así la simulación realizada para estos fines además de para computar la fuente de fotones residual.

### **3.2. Códigos y datos nucleares para transporte**

Esta sección se divide en dos partes, ambas relativas al transporte de partículas y radiación pero con objetivos diferentes: i) cómputo de flujos de partículas para realizar posteriormente los cálculos de activación y ii) el transporte de los fotones residuales para el cálculo de dosis.

#### **3.2.1 Cómputo de flujos**

Para la primera etapa de transporte centrada en el cálculo de flujos, se ha seleccionado un código de transporte basado en la técnica Monte Carlo frente a uno determinista por su mayor capacidad de tratar geometrías complejas en las que la atenuación espacial y energética del flujo es importante (como es el caso de IFMIF/EVEDA), disponiendo de potentes técnicas de reducción de varianza orientadas a obtener buena estadística en los resultados [26] [28] [25].

En concreto se ha seleccionado el código MCUNED [29] [30], una versión modificada del código de transporte ampliamente conocido MCNPX [31] y desarrollada dentro del grupo TECF3IR. De hecho, son las dos características que aporta este código exclusivas para interacciones con partículas cargadas [29] las que han motivado su elección: posibilidad de usar librerías externas para tratar las reacciones nucleares inducidas por iones ligeros y una técnica de reducción de varianza específica para la producción de partículas secundarias. Debido a la baja energía de los deuterones en esta instalación, el rendimiento de producción de neutrones es bajo (del orden de  $10^{-4}$ ) lo que dicha técnica específica de reducción de varianza aportada por MCUNED ha sido de vital importancia para evaluar, con una buena estadística y un tiempo de cálculo reducido, los flujos de neutrones secundarios.

La librería usada para la simulación de las interacciones deuterón-material ha sido TENDL2010 [32], por el mejor cómputo de neutrones secundarios que ofrece en esta aplicación concreta frente a la predicción realizada por los modelos de reacción implementados en los códigos de transporte [33] [34] [35] [36] (ver también última sección de este Capítulo). Para el transporte de los neutrones

secundarios generados, se han usado las librerías específicas disponibles en MCNPX (evaluaciones ENDF/B-VI.\* en función del isótopo involucrado [31]), considerándolas apropiadas para esta aplicación por la larga experiencia existente con interacciones con neutrones de bajas energías.

Respecto al transporte para el cálculo del flujo de deuterones y protones (estos últimos usados en la fase de pruebas y puesta en marcha), MCUNED se basa, al igual que MCNPX o PHITS, en que la pérdida de energía de los deuterones en el material se produce por las colisiones con los electrones del material que atraviesan [37] [38] [39], considerándose que todos hacen una correcta simulación de dichas interacciones. Merece la pena destacar que el alcance de los iones es reducido, en el rango del centenar de micras para la mayor energía considerada en este problema.

Todos los flujos se han calculado en la estructura de grupos VITAMIN-J [40] debido a que las librerías usadas para activación están en esta estructura (como se describe más adelante en esta capítulo), estando compuesta de 175 grupos de energía y abarcando desde  $1 \cdot 10^{-5}$  hasta 19.64 MeV.

Por otro lado, las técnicas de reducción de varianza han sido de vital importancia para el cómputo de flujos de neutrones, debido a su elevada penetración (considerablemente mayor al de los iones). En concreto lo han sido el uso de “importancias” [31] y las capacidades descritas anteriormente que aporta MCUNED. Las dimensiones de la sala del acelerador y las distancias entre fuentes y componentes a activar son importantes en IFMIF/EVEDA, lo que requería un ajuste detallado de las importancias para conseguir buena estadística, proceso iterativo y en muchas ocasiones nada sencillo.

### **3.2.2 Transporte de fotones residuales**

Respecto a la fase final del cómputo de dosis residual, es necesario transportar los fotones residuales calculados en la etapa de activación y aplicar los correspondientes factores de conversión de flujo a dosis. Para ello se ha optado por usar MCNPX con la librería MCPLIB04 [31] y los factores de conversión a

dosis de la ICRP74 [41], usando el equivalente de dosis ambiental como magnitud operacional de vigilancia radiológica según recomienda la ICRP [42].

El código MCNPX se asume como correcto para dicho transporte de fotones tras revisar en bibliografía disponible sobre su comparación con otros códigos [43] [44] [31] [45] [46], además de por las capacidades descritas anteriormente para tratar geometrías complejas de los códigos de transporte basados en la técnica Monte Carlo y sus técnicas de reducción de varianza incorporadas (se han usado “importancias”). La librería de fotones empleada es la última disponible en MCNPX y data del año 2002, incluyendo secciones eficaces de la librería disponible más reciente y precisa EPDL97 [47] [48] [43]. Aunque existen, las MCPLIB05 y posteriores están solo disponibles para “MCNPX betausers” y aún necesitan ser validadas [49].

El espectro de las fuentes de fotones residuales a transportar se ha calculado en la etapa de activación en una estructura de 24 grupos de energía, abarcando de 0 a 20 MeV [40].

### ***3.3. Código y datos nucleares para activación***

Para los cálculos de activación, se ha optado por usar el código ACAB [50], desarrollado por el director del grupo TECF3IR. Dicho código ACAB está comparado con otros códigos de predicción de inventario isotópico y experimentos, resultando adecuado para los objetivos propuestos [50] [51]. Una capacidad muy interesante para IFMIF/EVEDA es la posibilidad que ofrece de simular escenarios de irradiación pulsados, opción de gran interés en el campo de los aceleradores cuando están en fase de puesta en funcionamiento o “commissioning”. Las salidas del código de activación que se han considerado para los objetivos de esta Tesis son la fuente de fotones residual y las funciones respuesta útiles para gestión de residuos (actividad, calor residual e índices para gestión de residuos radiactivos).

Las librerías de datos necesarios para realizar los cálculos de activación y funciones respuesta se han conseguido principalmente del paquete de librerías

EAF2007 [52] [53] [54] [55] [50]: datos de decaimiento, secciones eficaces y límites para desclasificación de residuos. Para otros índices relacionados con los estudios de producción de residuos se han utilizado diversos límites aparte de los mencionados [56], tal y como se describe en el Capítulo correspondiente.

### ***3.4. Programas de visualización***

Estos programas se dividen en aquellos orientados para visualizar geometrías y aquellos para visualizar resultados.

Respecto a los primeros, se han usado MCAM [19] y el ploteador de MCNPX [31] para dibujos en 3D y 2D respectivamente, además de para comprobar las modificaciones realizadas en el modelo geométrico de partida. La opción que ofrece MCAM para diseño/definición de celdas no se ha utilizado, usándose exclusivamente para la representación del modelo y cálculo de volúmenes en determinadas celdas.

Respecto a aquellos para visualizar resultados, se han utilizado herramientas convencionales como EXCEL y ORIGIN para hacer gráficas convencionales de líneas, o más específicas para estas aplicaciones como MORITZ [57] para la realización de mapas de dosis.

### ***3.5. Mejoras y desarrollos realizados dentro de la metodología seguida***

Esta sección describe las mejoras incorporadas al proceso de cálculo, así como los desarrollos específicos realizados, todo ello basado en la aportación que suponen sobre los objetivos del trabajo.

#### **3.5.1 Mejoras**

Las mejoras realizadas están centradas en la etapa de activación, en concreto en el código ACAB y su código de preprocesamiento PROCDECAY.

La primera mejora realizada e incorporada a la metodología empleada trata de los fotones de 511 keV producidos por la aniquilación de los positrones emitidos por algunos radionucleidos durante su proceso de decaimiento [58] [59] [60] [61] [62] [63], suponiendo que todos los positrones son aniquilados dentro del propio material en el que se emiten. En la Figura 3.2 se muestra un diagrama conceptual del proceso.

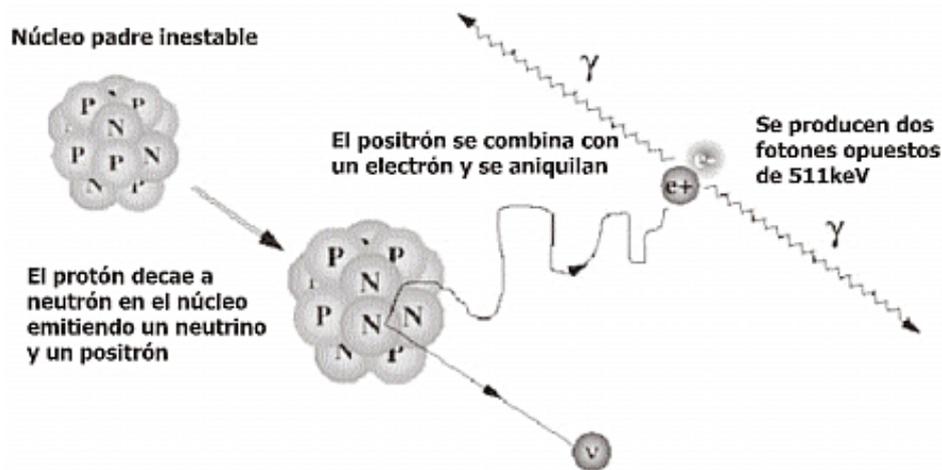


Figura 3.2 Esquema de emisión y aniquilación de positrones [62]

Dicha contribución se comprobó que era importante en los primeros cálculos de dosis residual realizados para el diseño del blindaje del bloque de parada [33], considerando los dos radionucleidos más contribuyentes a dosis para un día de enfriamiento generados por reacciones deuterio-cobre. En el caso más relevante, el del Cu64, se añade casi 36 fotones por cada 100 desintegraciones frente a los 0.47 (de 1.34 MeV) para el caso de no computar dichos fotones de aniquilación. En el caso del Zn65, la contribución no es tan importante, añadiendo casi 3 fotones por cada 100 desintegraciones a los casi 51 (de 1.11 MeV) anteriores a computar esta contribución. Se comprobó que según decrecía el tiempo de irradiación (se estudió desde 1 año hasta 1 día) dicha contribución a la dosis residual aumentaba para un tiempo de enfriamiento dado (se consideró 1 día) [33], efecto debido a la contribución de cada uno de los radionucleidos mencionados a la dosis residual. Dicha contribución significaría en torno al 14-92 % de la dosis

total para un año y un día de irradiación continua a un día de enfriamiento, respectivamente.

Fue entonces cuando se abordó la modificación del programa de pre-procesamiento PROCDECAY [50] que genera (entre otras) la librería PHOTON.dat que usa el código ACAB y que contiene las líneas de emisión de fotones de los radionucleidos inestables. La información necesaria se obtiene de la librería básica de decaimiento de EAF, comparándose dicha información con otras fuentes de datos ([64] [65] [66]) y encontrándose un muy buen acuerdo entre fuentes para los isótopos estudiados. Dicha modificación constituye una versión interna para el grupo TECF3IR.

La influencia de esta fuente para estudios debe evaluarse en todas aquellas aplicaciones en las que la producción de radionucleidos que decaen con emisión de positrones sea importante y especialmente cuanto mayor sea la proporción de fotones emitidos por aniquilación respecto a los emitidos por decaimiento en los radionucleidos críticos. El efecto de blindajes sobre las fuentes emisoras repercute en una menor contribución, siendo el espesor de semirreducción para estos fotones de aproximadamente 0.4, 1 y 7 cm para plomo, hierro y agua, respectivamente. Por tanto, su contribución es muy dependiente de las particularidades de las instalaciones que se estudien, ya sea por los radionucleidos generados o por la presencia o no de blindajes, recomendando siempre su consideración.

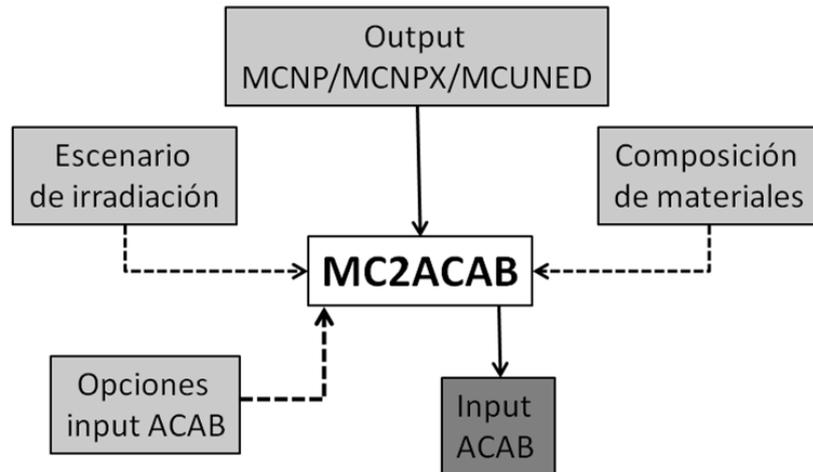
Por otro lado y relacionado con los estudios para gestión de residuos, se modificó la versión actual del código ACAB para computar el índice de desclasificación incondicional para residuos radiactivos así como para dar el nivel de actividad alfa, modificando la subrutina WASTE correspondiente. Esta modificación constituye una versión interna de ACAB dentro del grupo TECF3IR y se consideró apropiada y de gran utilidad para los estudios relacionados con la gestión de residuos.

### 3.5.2 Desarrollos

Motivado por el gran número de cálculos de activación a realizar, se pensó en la posibilidad del desarrollo de una herramienta computacional que automatizase todo el proceso para realizar los cálculos necesarios.

Tras revisar en bibliografía, se comprobó que existían herramientas que acoplaban automáticamente códigos de transporte y de activación, algunos con diferentes fines a los pensados. Por un lado y más cercano a la idea del desarrollo pensado, estaban TARTREAD [67] del LLNL americano, acoplando los códigos de transporte TART [68] y la versión del código ACAB del año 1998, y SP-FISPACT [36], acoplando los códigos FISPACT [40] y MCNPX para cálculos a altas energías. Por otro lado y orientados a cálculos de quemado de combustible para fisión, estaban EVOLCODE [69] [70] (acoplando MCNPX y ORIGEN), MCNP-ACAB [71] (acoplando ACAB y MCNP [72]), OCTOPUS [73] (acoplando ORIGEN [74] o FISPACT y MCNP), MCODE [75], MONTEBURNS [76] y MCOR [77] (estos tres últimos acoplando ORIGEN Y MCNP).

Finalmente la herramienta MC2ACAB surge basándose en TARTREAD, modificándose adecuadamente para acoplar la última versión de ACAB y cualquiera de los códigos de transporte MCNP/MCNPX/MCUNED. Tiene como objetivo la generación automática de los inputs necesarios para realizar los cálculos de activación a partir de la información necesaria de un output del código de transporte, como son flujos de partículas y volúmenes de celdas. El esquema del funcionamiento del código se muestra en la Figura 3.3. En el Apéndice A se ofrece el manual de la última versión del código MC2ACAB, describiendo sus capacidades y funcionamiento.



**Figura 3.3 Diagrama de flujo de MC2ACAB**

Como input principal está el output del código de transporte, en donde aparecen los flujos y volúmenes usados para activar las celdas seleccionadas. Aparte del output del código de transporte, están las opciones de ejecución para ACAB, el escenario de irradiación y los materiales, que se pueden introducir manualmente a través de los diversos menús que aparecen durante la ejecución del código o a través de dos librerías independientes específicas a cada fin y generadas por el usuario. En el caso de necesitar regímenes de irradiación pulsados, el uso de la librería de escenarios de irradiación es obligado con la actual versión. El hecho de necesitar introducir datos sobre materiales y no la lectura directa del output de transporte se debe a que, en muchas ocasiones, en la etapa de transporte se emplea un material simplificado para agilizar los cálculos, sin que ello repercuta en el cómputo final de flujos (como por ejemplo pequeñas concentraciones de impurezas).

La justificación de este desarrollo se basa en el gran número de cálculos de activación que es necesario realizar cuando el modelo geométrico de una instalación a estudio se compone de un elevado número de celdas y componentes. Este ha sido el caso concreto del modelo de la instalación IFMIF/EVEDA del que trata esta Tesis. Con esta herramienta se reduce el tiempo de extracción de datos y generación de inputs, al mismo tiempo que los errores, al hacer de manera automática el acoplamiento entre las etapas de transporte y activación. Esta

herramienta también se utilizó exitosamente en una colaboración con el laboratorio francés GANIL para la instalación SPIRAL2 [78].

Como complemento a MC2ACAB y respecto a la fase del cómputo de la dosis residual, debido al apreciable número de celdas activadas se programaron varias aplicaciones en FORTRAN. El objetivo de dichas aplicaciones era la generación automática de las fuentes de fotones residuales a partir del output de ACAB y así agilizar el proceso de extracción y preparación de datos. Dichas fuentes son leídas por MCNPX para el posterior cómputo de dosis residual, aunque la fase de definición del volumen de muestreo para dichas fuentes se tuvo que realizar manualmente, con la consiguiente e importante dedicación de tiempo.

Estos desarrollos fueron el punto de partida para hacer un programa para el cálculo de dosis residuales más avanzado y completo, R2S-UNED, en el que todas las etapas del cálculo están acopladas de forma automática siguiendo el método R2S, permitiendo realizar los cálculos tanto en malla como en celda. Dicho código es parte de otra Tesis en curso del grupo de investigación TECF3IR, que conducirá a estar a la altura en capacidades de otros centros de investigación internacionales que cuentan con herramientas similares, como las correspondientes al CCFE inglés [79] [24], al KIT alemán [80] [22], al LLNL americano [81] [82] y a la de un conjunto de instituciones chinas [83].

### ***3.6. Comparación con experimentos de datos nucleares usados para transporte y activación***

Como complemento a la metodología mostrada a lo largo del capítulo, varias comparaciones relevantes para los cálculos de transporte y activación se muestran a continuación para tener una estimación del estado de los datos nucleares involucrados en los cálculos realizados.

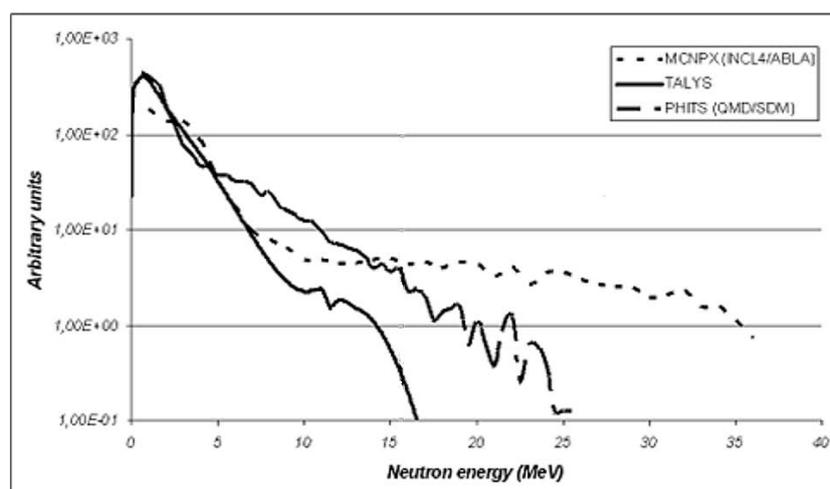
#### **3.6.1 Transporte**

En la parte de transporte para cálculo de flujo de neutrones, estudios llevados a cabo durante los últimos años por el grupo TECF3IR [33] [34] [35] [16],

mostraron que la producción de neutrones inducida por la interacción de deuterones a 9 MeV con cobre no eran correctamente tratadas por los modelos de reacción nuclear implementados en los códigos de transporte como MCNPX y PHITS [84] (casi todos los modelos están basados en modelos de cascada intranuclear [85] [86] [87]). Dichos modelos fueron especialmente generados para energías muy superiores a los 9 MeV de IFMIF/EVEDA [36] [88] [39], por lo que dichos estudios se justificaban como paso previo a los cálculos para analizar su adecuación o no a esta aplicación concreta.

En el caso concreto del cobre (material con el que interaccionan los deuterones en prácticamente la totalidad de los componentes), el espectro de neutrones emitidos no era correcto al generar neutrones con mayor energía a lo esperado por la conservación de la energía en las reacciones (ver Figura 3.4 [35]). Dicho límite está alrededor de 16 MeV, como resultado de la suma de la energía incidente del deuterón más la Q de la reacción más exotérmica que produce neutrones para el cobre natural ( $Q=6.7$  MeV para la reacción (d,n) en Cu65 [89]).

Por otro lado se comprobó que el programa específico de reacciones nucleares TALYS [90] daba un espectro de neutrones más acorde con la conservación de la energía [34] [35] (ver de nuevo la Figura 3.4), abriendo la posibilidad de usar los resultados de dicho código para realizar cálculos de transporte.



**Figura 3.4 Espectro de neutrones emitidos por interacción de deuterones a 9 MeV con cobre natural**

De hecho, el equipo de trabajo de TALYS generó en 2008 las primeras librerías TENDL (Talys Evaluated Nuclear Data Library) [32] en formato ENDF y ACE para diversas partículas incidentes de interés y así ser usadas para cálculos de transporte con un código capaz de usarlas, en este caso MCUNED.

En la Figura 3.5 se muestra una comparación de la emisión angular de neutrones cuando se usa MCUNED con TENDL2010 y MCNPX con dos de sus modelos disponibles. En ella se observa un buen acuerdo entre TENDL2010 y los datos experimentales disponibles [91], justificando su uso para los objetivos propuestos mejor que los modelos implementados en MCNPX. Para energías inferiores se asume un resultado también satisfactorio.

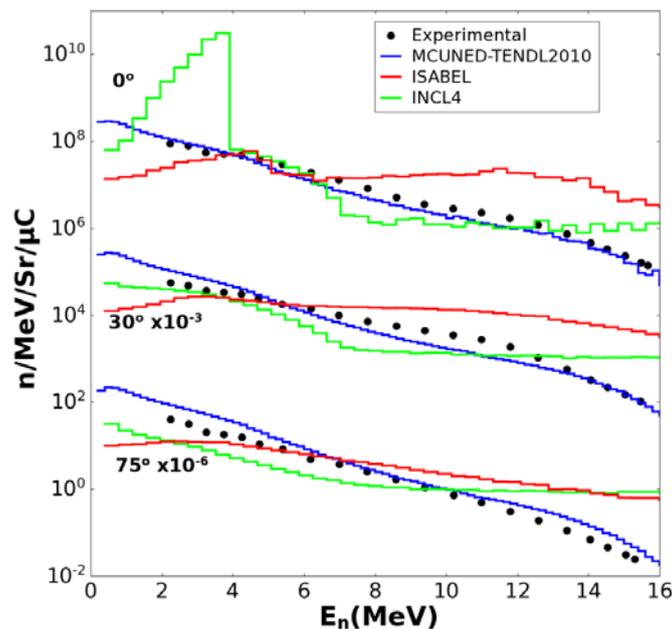


Figura 3.5 Espectro angular para neutrones emitidos por interacción deuterio-cobre a 9 MeV [92]

### 3.6.2 Activación

Respecto a las librerías de secciones eficaces se hizo una comparación por parte del grupo TECF3IR y el CEA francés para interacción de deuterones con diversos materiales de interés en la fase EVEDA. Se compararon datos experimentales disponibles y distintos códigos para comprobar el estado de las secciones eficaces susceptibles de ser usadas en este problema [35] [93] [34].

Las principales conclusiones de la revisión realizada a energías de hasta 20 MeV (aunque IFMIF/EVEDA es sólo hasta 9 MeV) fueron que los códigos de transporte (a través de sus modelos implementados) no reproducían ni la dependencia energética ni la amplitud de la tendencia mostrada por los experimentos, corroborando lo dicho anteriormente de que estos modelos estaban hechos para energías más altas a las tratadas aquí. Por otro lado, TALYS en determinado rango de energía no lo hacía en amplitud cuando se usaban parámetros globales del potencial óptico (parámetros comunes usados para todos los isótopos) pero reproducía la forma general de la sección eficaz. De igual modo se comprobó la falta de datos experimentales para varios de los isótopos y reacciones estudiados.

Pensando en cómo se podría mejorar las secciones eficaces con el fin de ajustarlas mejor con los datos experimentales, algunas posibilidades serían la modificación de los modelos implementados en los códigos de transporte, refinar la sistemática usada para tratar los mecanismos involucrados en las reacciones implementados en los códigos de reacciones nucleares o modificar los parámetros del potencial óptico empleados por estos últimos [94] [95] [96] [97] [98] [99], todas ellas fuera del alcance de esta Tesis.

En relación a la modificación de los parámetros de potencial óptico, el código TALYS ofrece la posibilidad de seleccionar dichos parámetros del potencial (usando así los llamados parámetros locales, que son parámetros particulares para un solo isótopo) y así ajustar mejor su predicción a los datos experimentales. En la Figura 3.6 se ilustran los comentarios anteriores, mostrando una comparación realizada para la sección eficaz de producción de Zn65 (radionucleido crítico para análisis de dosis residuales a través de la reacción  $^{65}\text{Cu}(d,2n)^{65}\text{Zn}$ ), usando en TALYS tanto los parámetros locales deducidos por M. Avrigeanu [100] como los parámetros globales implementados en el propio código y varias medidas experimentales [101]. De dicha figura se aprecia como en determinados rangos de energía se ajusta mejor unos parámetros que otros, comprobando una práctica habitual en la que se deducen parámetros específicos para determinados rangos

de energías, consiguiendo así un ajuste mejor en todo el rango energético [95] [100].

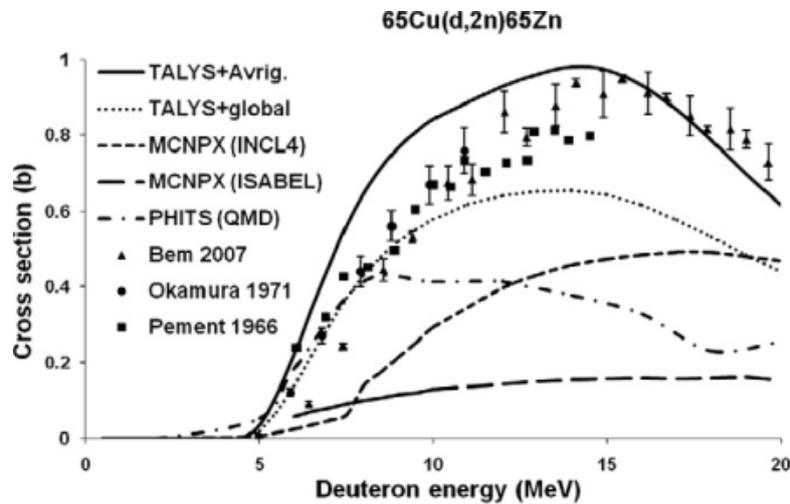


Figura 3.6 Comparación de la sección eficaz  $^{65}\text{Cu}(d,2n)^{65}\text{Zn}$  [35]

Para el caso concreto de la librería EAF para deuterones, la Figura 3.7 muestra el resultado de estas comparaciones para los dos radionucleidos críticos más importantes en los estudios de dosis residual debido a los componentes de cobre del acelerador. Se han usado para la comparación EAF2010 (igual a EAF2007 en estos casos estudiados), TENDL2010 (en su versión de formato EAF y generadas con TALYS) [32], ACSELAM [102] y varias medidas experimentales [101]. Cabe decir que las secciones eficaces para el cobre en EAF están obtenidas con TALYS y los parámetros locales de M. Avrigeanu (NIPNE-d según [53]). De dicha figura se observa que hay suficientes datos experimentales en el rango de interés y que definen suficientemente una tendencia para la sección eficaz. La predicción de producción de  $\text{Zn}^{65}$  se considera correcta mientras que se puede llegar a subestimar para el  $\text{Cu}^{64}$  en torno al 50%, identificando la reacción correspondiente como candidata para renormalizarse.

En el caso de la librería EAF para neutrones, se realizaron diversas comparaciones con datos experimentales para algunos radionucleidos críticos a dosis residual producidos en componentes de cobre del acelerador por activación por neutrones (ver Figura 3.8 obtenida con la aplicación JANIS-3 de la NEA [103]). Dentro del rango en donde hay suficientes datos experimentales, el acuerdo entre fuentes es

correcto, asumiendo una predicción suficientemente correcta de la producción de radionucleidos cuando se usa EAF.

Con la librería EAF de protones no se ha realizado por el momento ningún proceso de comparación, considerándose parte del trabajo futuro el realizar dicho análisis. Dicha librería se ha generado con TALYS y parámetros globales [53]. Los cálculos preliminares realizados para activación de protones se pueden considerar como punto de partida para futuros análisis y validación.

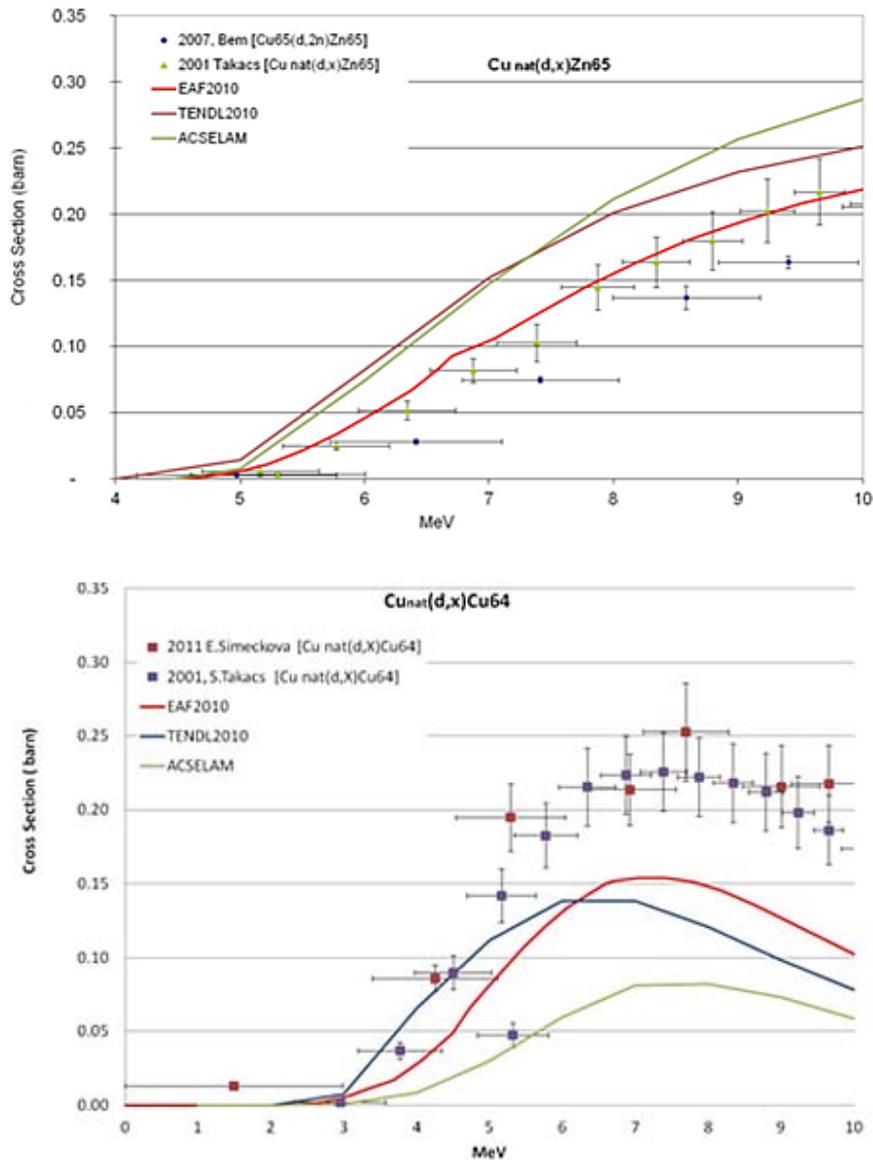


Figura 3.7 Comparación de secciones eficaces de producción de Zn65 y Cu64 por reacciones Cu(nat)-d

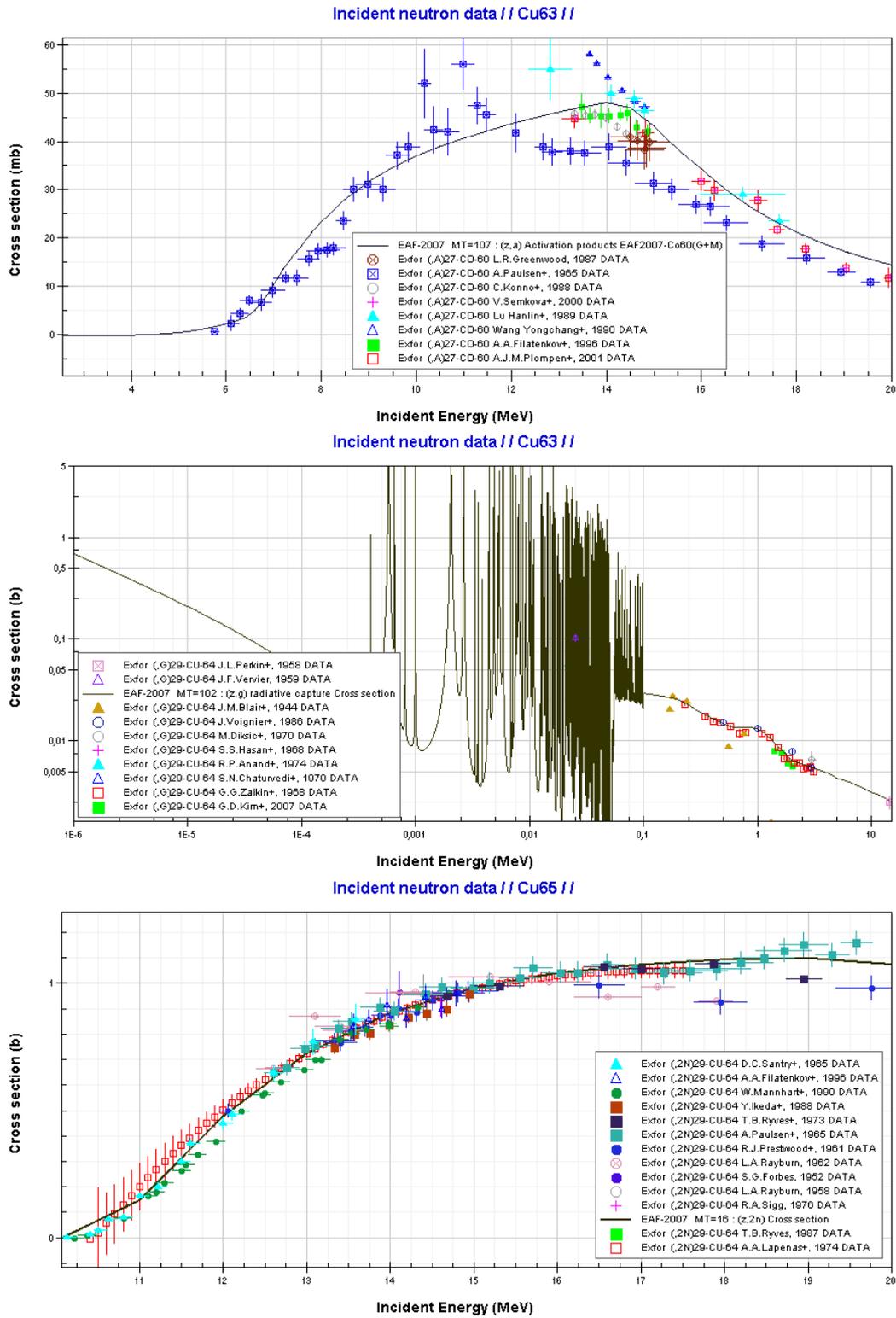


Figura 3.8 Comparación de secciones eficaces de producción de Co60 y Cu64 por reacciones Cu-n

## 4. SUPOSICIONES DE CÁLCULO

En la realización de los cálculos necesarios para alcanzar los objetivos de la Tesis, es necesario tener un modelo geométrico lo suficientemente representativo de la instalación, además de una correcta definición de las pérdidas de haz.

Todo ello constituyen los datos de entrada del problema a estudio, orientado a la correcta simulación de los procesos físicos que suceden y así llevar a cabo los estudios propuestos de una forma lo más realista posible.

### 4.1. *Modelo geométrico*

Para la instalación del acelerador IFMIF/EVEDA presentada en el Capítulo 2 se parte de un modelo geométrico adaptado a las necesidades de los estudios a realizar en lo referente a transporte y activación, incorporando todas las características principales de dicha instalación respecto a los blindajes y componentes del acelerador. No se han tenido en cuenta cableados, refrigerantes ni estructuras soporte de varios componentes.

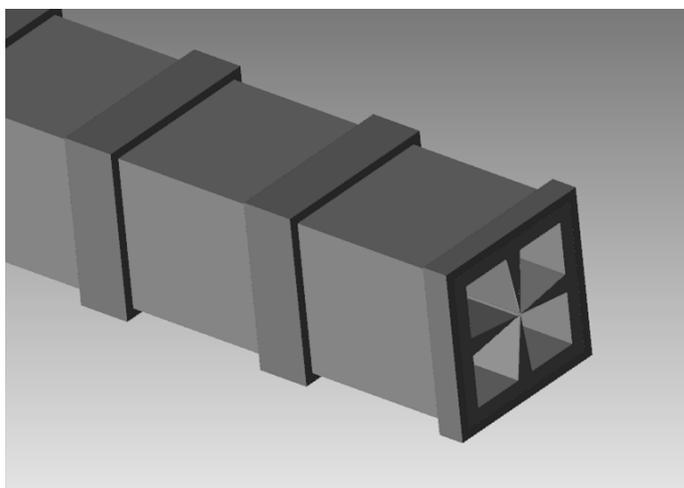
La versión de partida del modelo fue proporcionada por el CEA francés. A este modelo hubo que modificarle profundamente para hacer los cálculos más correctamente a lo que el modelo original ofrecía, procediendo a:

- dividir los muros de hormigón que definen la sala principal en longitud de acuerdo con los componentes del acelerador y los neutrones retro-dispersados en el BD
- dividir los muros que definen la sala principal en profundidad (espesor)
- dividir los componentes en los que se producen pérdidas para tener en cuenta la penetración de los deuterones dentro del material: FC, RFQ, MS y SRF-linac
- dividir en longitud el RFQ y tubo del haz del SRF-linac en función de la ganancia de energía a lo largo de dicho componente
- actualizar el modelo completo del BD conforme al diseño aprobado dentro del proyecto

Dichas divisiones están fundamentadas en la correcta caracterización de los flujos (tanto de deuterones como de neutrones, según el caso) y de la posterior definición y transporte de la fuente de fotones residuales.

Los modelos considerados para los principales componentes del acelerador y del BD se muestran en las figuras siguientes (Figura 4.1, Figura 4.2, Figura 4.3 y Figura 4.4). En ellas se muestran el RFQ, el SRF-linac y el BD, incluyendo también un imán de la línea, ilustrativo de los existentes en la MEBT y HEBT (aunque los tamaños difieren entre ellos) además del dipolo. Los blindajes de hormigón considerados se muestran en la Figura 4.5, en donde se han omitido el techo y un muro para mejor representación. Las composiciones de los materiales se han tomado de documentos oficiales del proyecto [104] [105], salvo en varios casos en los que se han usado composiciones más completas, acompañando las referencias correspondientes a cada caso.

En el RFQ se ha considerado la cavidad aceleradora de cobre (Cu-OFE Cu>99.99%) y su soporte, si bien los resultados solo incluyen la cavidad aceleradora (ver Figura 4.1).



**Figura 4.1 Vista del modelo empleado para el RFQ**

En el caso del SRF-linac, se han considerado el blindaje electromagnético exterior (SS304L-Cu-“Mu metal”), el tubo del haz (SS316L), las cavidades superconductoras (Nb>99.9 % en peso con impurezas incluidas [106]), los paquetes de solenoides (Cu puro y SS316L), las cajas de transición (Al-O, 53-

47% en peso) y sus acopladores (SS316L-Cu, 12.5% en peso de Cu) de radiofrecuencia (ver Figura 4.2).

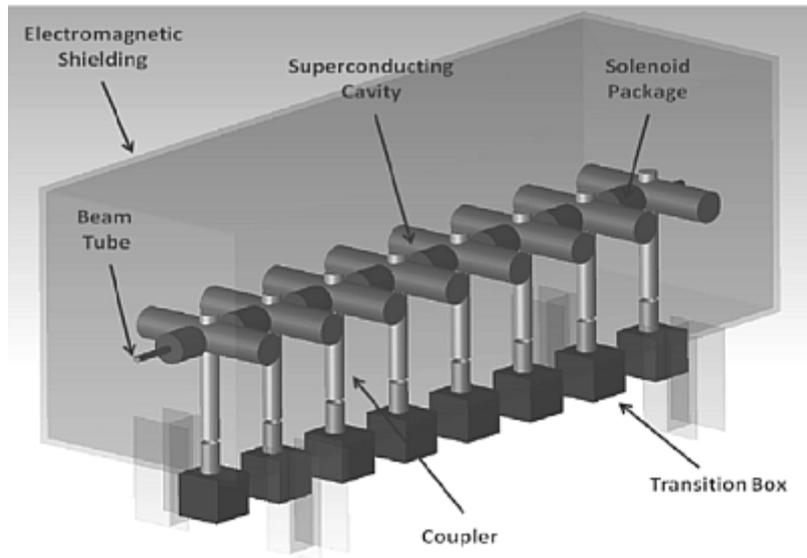


Figura 4.2 Vista del modelo empleado para el SRF-linac

En el caso del BD (ver Figura 4.3) se han tenido en cuenta todos los blindajes de agua, PE y hierro exterior [16] [17] [20], los dos conos de cobre (interno y externo, Cu con impurezas [107]) y el cartucho (SS316L) que los contiene, además de la parte de la parte interior del tanque de agua (SS316L).

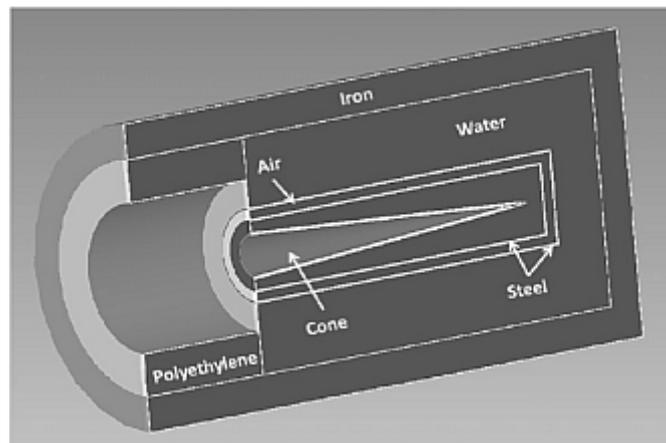
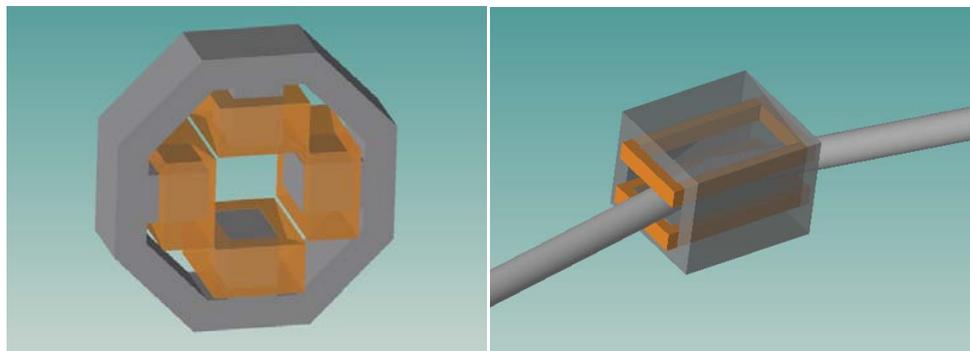


Figura 4.3 Vista del modelo empleado para el BD

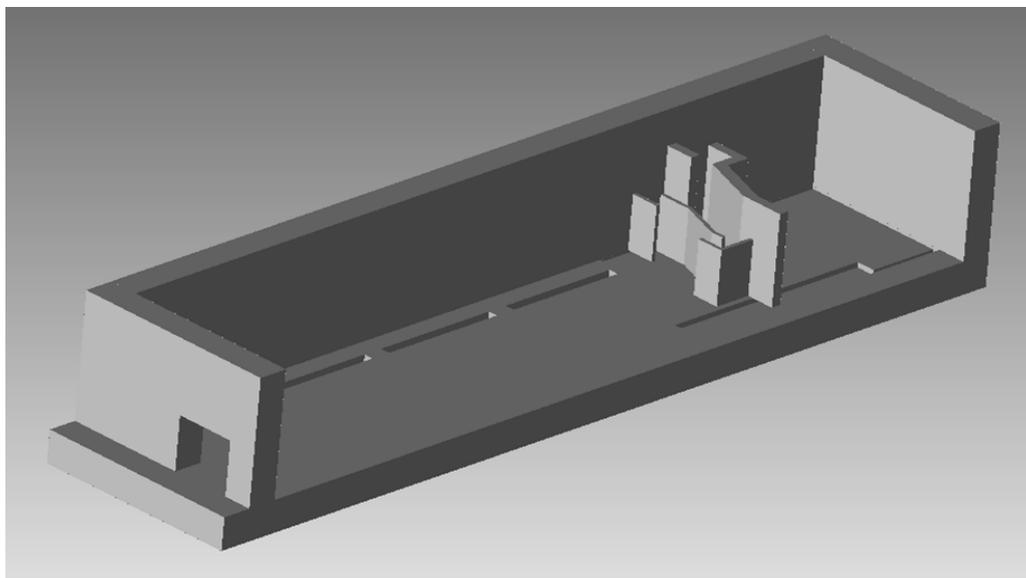
Para los imanes del MEBT y HEBT además del dipolo, se han considerado las bobinas de cobre puro (aunque en realidad es CuC2, que supone  $Cu > 99.9\%$ ) y el

núcleo de hierro puro por separado (ver Figura 4.4). Tanto en la MEBT como en HEBT se han considerado los tubos por los que se transmite el haz en vacío.



**Figura 4.4 Vista de los modelos empleados para los imanes (izq.) y el dipolo (dcha.)**

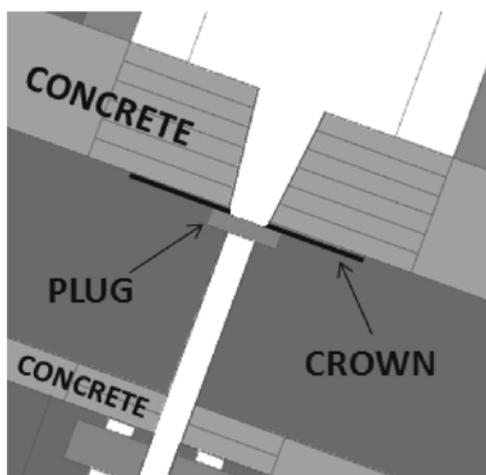
En el caso de los blindajes de hormigón (JAEA convencional de 2.3 g/cc), se han considerado los muros, suelo y techo de la sala principal, además de los muros frontales de la sala del BD (principalmente de hormigón convencional JAEA pero con partes de hormigón baritado [108] de 3.54 g/cc, como se detallará más adelante).



**Figura 4.5 Vista del modelo empleado de los blindajes de hormigón**

Para la corona y tapón de plomo se ha usado plomo puro ASTM B79-B29 (99.94% Pb en peso, incluyendo impurezas), con una geometría simplificada a la

especificada en el capítulo segundo, considerando solo el tapón y la corona (sin ningún elemento mecánico adicional, ver Figura 4.6).



**Figura 4.6 Vista del modelo empleado de la corona y tapón de plomo**

En el caso de la FC y MS, estos dos componentes se han supuesto como dos cilindros de cobre puro de 10 y 1 cm de espesor, respectivamente.

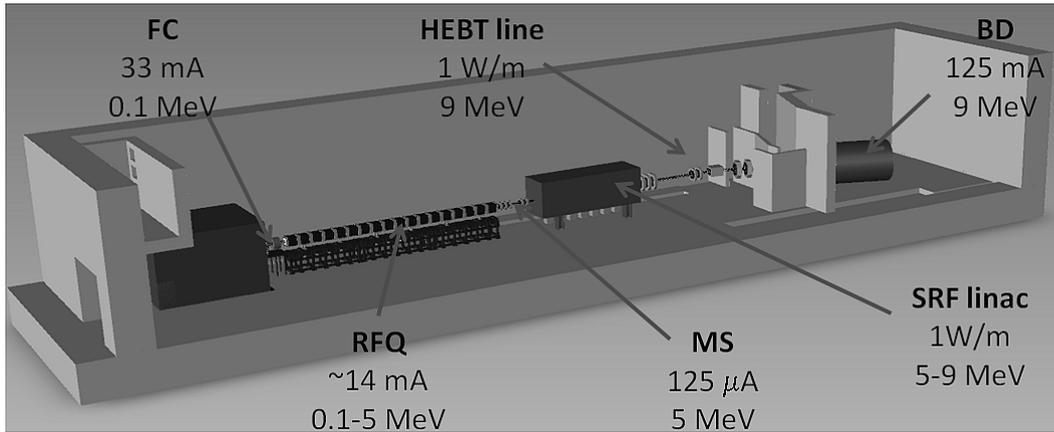
## ***4.2. Pérdidas y parado del haz***

Durante la operación de la instalación, se producen pérdidas en el haz a lo largo de la línea del acelerador, además del parado del mismo en el bloque final de parada.

Un esquema ilustrativo con todas las pérdidas consideradas se muestra en la Figura 4.7, describiéndose a continuación más en detalle la caracterización de las mismas, de menor a mayor energía. Todas ellas se corresponden según documentos oficiales del proyecto [105].

### **4.2.1 FC**

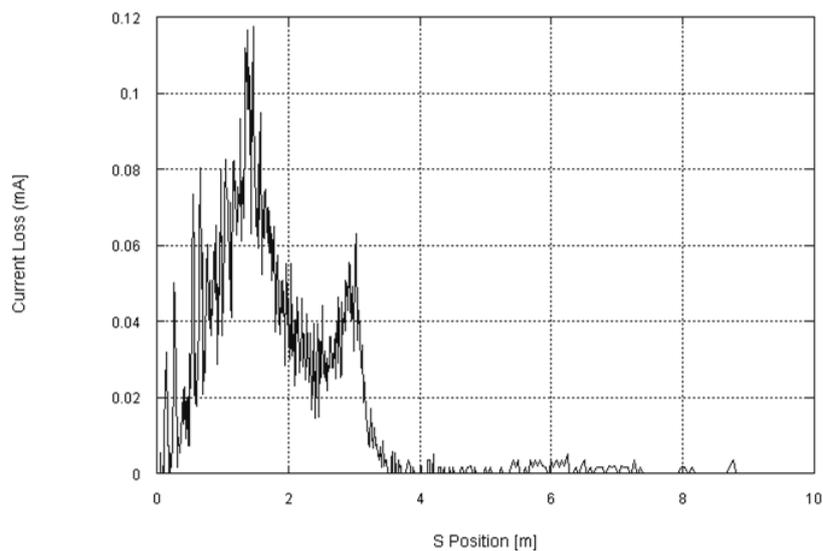
En la Faraday Cup situada entre los dos solenoides en la línea de transporte de baja energía, se producen pérdidas de 25 mA de  $D_2^+$  y 8 mA de  $D_3^+$  a una energía de entre 95 y 100 keV, considerándose incidencia normal sobre una de las bases del cilindro de cobre y energía de 100 keV para los 33 mA.



**Figura 4.7** Esquema ilustrativo de las pérdidas en los componentes del acelerador y parado del haz

### 4.2.2 RFQ

En el RFQ, la distribución de pérdidas abarca una energía desde 100 keV hasta 5 MeV. El total de pérdidas es del 10% de la corriente nominal de entrada al componente, lo que corresponde a un total de 14 mA. El perfil de pérdidas se muestra en la Figura 4.8. De esa intensidad total de pérdidas, 12.33 mA están por debajo de 200 keV, 1.67 mA entre 200 keV y 4 MeV, y 0.005 mA entre 4 y 5 MeV, aproximadamente. Se asume emisión radial a lo largo de la línea del haz e incidentes en las paredes internas del RFQ.



**Figura 4.8** Distribución de pérdidas a lo largo del RFQ [105]

#### 4.2.3 MS

En este *scraper* situado en la línea de transporte de media energía, después del triplete, se pierde un 0.1% del nominal a la salida del RFQ, lo que corresponde a 125  $\mu$ A a 5 MeV. Se considera incidencia normal sobre una de las bases del cilindro de cobre.

#### 4.2.4 SRF-linac

En el SRF-linac, las pérdidas tienen que ser lo más bajas posibles como para evitar el calentamiento de las cavidades superconductoras refrigeradas por He líquido. Se suponen unas pérdidas de 1 W/m a lo largo del componente e incidentes en el tubo del haz, con una energía que abarca desde 5 hasta 9 MeV, uniformemente distribuidas en su longitud y dirección radial a la línea del haz.

#### 4.2.5 Línea de la HEBT

Por último, en la línea de transporte de alta energía se producen  $< 1$  W/m de pérdidas a 9 MeV a lo largo de toda su longitud de 9.5 metros, aproximadamente. Se supone emisión radial a lo largo de la línea del haz.

En el *scraper* se suponen  $125 \cdot 10^{-4}$  mA, aunque todavía no es definitivo, considerándose dicho valor como preliminar y mayorante [15]. Esta fuente sólo se considera a efectos de activación del propio *scraper*, sin tener en cuenta su fuente secundaria de neutrones y posible repercusión en la activación del resto de componentes.

#### 4.2.6 BD

En el bloque de parada se para completamente el haz de deuterones, 125 mA a 9 MeV, conforme a una distribución de potencia en la superficie del cono mostrada en la Figura 4.9 en el caso de considerar retrodispersión (el total de potencia es 1.125 MW [109] [15]). Se ha considerado una fuente puntual monoenergética de 9 MeV reteniendo las características del parado del haz a lo largo del cono [109] [110].

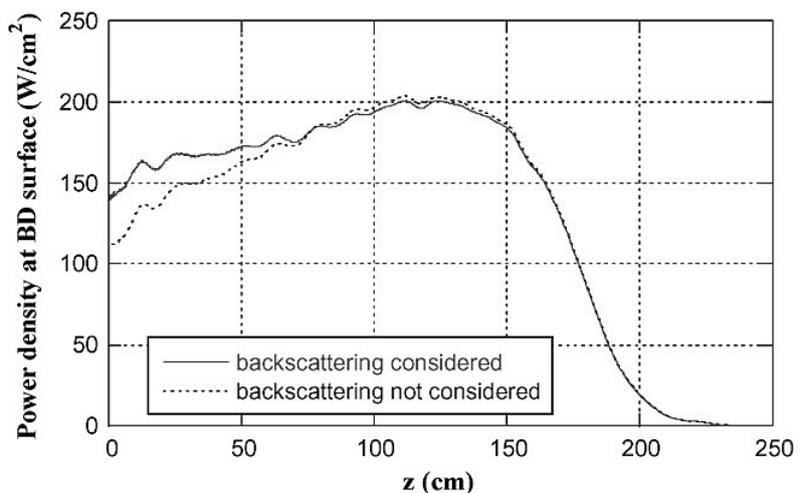


Figura 4.9 Distribución de potencia en el cono del bloque de parada (cota 0 en vértice del cono) [110]

### 4.3. Activación de componentes

La interacción de las pérdidas descritas antes con los materiales del acelerador son causantes de la producción de neutrones secundarios, que son mucho más penetrantes que los deuterones y causan la activación de materiales alejados de donde se producen las propias pérdidas. A este respecto, se ha considerado la activación por deuterones y por neutrones de la forma que se describe a continuación para los diferentes materiales de la sala:

- La FC solo se ha activado por deuterones debido a que no se producen neutrones por reacciones d-Cu a esta energía de pérdidas
- El RFQ se ha activado por sus propias pérdidas (reacciones d-Cu) y los neutrones que éstas generan
- La MS se ha activado por sus propias pérdidas y los neutrones que estas generan
- Los imanes de la MEBT se han activado por los neutrones producidos en la MS
- El SRF-linac se ha activado por sus propias pérdidas y los neutrones que estas producen. Solo el tubo se ha activado por deuterones, ya que es en donde las pérdidas colisionan

- Los imanes de la HEBT se han activado por los neutrones producidos tanto en el BD como por las pérdidas a lo largo de la línea HEBT
- El BD se ha activado por deuterones y su propia fuente de neutrones. Sólo el cono interno se ha activado por deuterones, pues es él en donde se detiene el haz totalmente
- Los muros, suelo y techo que definen la sala principal se han activado por todas las fuentes de neutrones posibles, es decir, los neutrones que se producen en el RFQ, MS, SRF-linac y BD
- Los muros de hormigón que conforman el frontal de la sala del BD se han activado solamente con los neutrones que se producen en el BD
- El *scraper* de la HEBT se ha activado solo por deuterones
- El tubo de la MEBT se ha activado por los neutrones producidos en la propia MS
- El tubo de la HEBT se ha activado tanto por deuterones como por neutrones debidas a sus pérdidas

Para activar cada componente del acelerador se han considerado las fuentes de neutrones que, por proximidad, son más relevantes para su activación.

#### 4.3.1 Interacciones d-D

Es necesario destacar un aspecto importante para los componentes de baja energía (FC y RFQ) que, aunque no tratado aquí, se ha identificado como necesario para futuros estudios más en detalle. Se trata de la fuente de neutrones procedente de la interacción de las pérdidas con el deuterio implantado en los componentes de baja energía del acelerador, a través de la reacción  $D+d \rightarrow {}^3\text{He}+n$  [111] [112] [113].

A este respecto, se realizaron estudios para otra configuración de RFQ y modelo de pérdidas por el grupo TECF3IR [114], mostrándose la repercusión en la producción de neutrones que tenían las diferentes hipótesis usadas para la simulación de la implantación del deuterio.

Sin entrar en detalle en aproximaciones y condiciones consideradas, se comprobó que la fuente de neutrones así producida sería conveniente considerarla para

realizar más correctamente los análisis de protección radiológica asociados para los componentes de baja energía. Dicha contribución se considera como una línea futura para completar el trabajo aquí presentado.

#### ***4.4. Caracterización de las fuentes de fotones residuales***

Para los cálculos de dosis residuales, los fotones de decaimiento computados en la etapa de activación en 24 grupos de energía [40] se han distribuido uniformemente en la celda en donde se producen y emitidos isotrópicamente.

Los fotones producidos por activación por deuterones se han emitido desde la celda definida que tiene en cuenta solo la penetración de los deuterones (micras de espesor), mientras que los producidos por activación por neutrones se han emitido desde la celda que tiene en cuenta todo el espesor de material.

Como particularidad a lo dicho en el párrafo anterior, en el transporte de la fuente residual de fotones debida a deuterones para el tubo de la HEBT y su *scraper* se han usado una fuente superficial y otra puntual para la emisión, respectivamente. Del mismo modo para el caso de la fuente de fotones para el cono interno del BD, donde se ha usado una fuente superficial [16].

## 5. EVALUACIÓN DE DOSIS RESIDUALES

En este capítulo se presentan los resultados relativos a dosis residuales tras operación normal de todo el acelerador y tras el período de calibrado y puesta en marcha del RFQ y SRF-linac.

Todo ello está orientado a evaluar las posibilidades de realizar tareas de mantenimiento en la sala del acelerador, identificando los componentes y contribuciones más relevantes en el conjunto de la sala principal del edificio del acelerador.

### 5.1. Límites de dosis para IFMIF/EVEDA

Los límites de dosis a emplear para el prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA, son los que establece la JAEA, los cuales son de uso obligado en instalaciones japonesas como KEK, SPring-8 o J-PARC [115] [116] [117], además de unos factores de seguridad adicionales. En la Tabla 5-1 se muestran los límites de dosis definidos a nivel de proyecto para el acelerador IFMIF/EVEDA [105] en las distintas zonas de interés, siendo en la Figura 5.1 donde se muestran gráficamente las zonas.

La zona controlada I, localizada en el interior de la sala principal del acelerador, es de acceso prohibido durante la fase de funcionamiento del acelerador debido a las altas tasas de dosis que se alcanzan en su interior. Es requerimiento de diseño de la instalación que se pueda acceder a su interior en la fase de parada del acelerador tras un tiempo de espera razonable. El límite en parada en las salas del acelerador y del BD es  $12.5 \mu\text{Sv/h}$ , excepto en el laberinto que es  $250 \mu\text{Sv/h}$ .

La zona controlada II es la parte del edificio del acelerador que esta fuera de la sala principal. Los muros de dicha sala principal así como los blindajes auxiliares que se pudieran necesitar, deben de proteger a los trabajadores profesionalmente expuestos situados en esta zona de tal manera que puedan permanecer en sus puestos de trabajo durante la jornada laboral de 8 horas al día y 5 días a la semana

incluso cuando el acelerador esté en funcionamiento. El límite es 12.5  $\mu\text{Sv/h}$ , tanto en funcionamiento como en parada.

Las zonas exteriores a la zona controlada son aquellas situadas en el exterior del edificio que alberga el acelerador, siendo el límite de dosis a aplicar el del público en general. El límite es 0.5  $\mu\text{Sv/h}$ , tanto en funcionamiento como en parada.

Para los objetivos de esta Tesis, son los límites dentro de la sala del acelerador los que interesan, es decir, los correspondientes a la zona controlada I.

Tabla 5-1. Límites de dosis a aplicar en el entorno del acelerador EVEDA

Situación	Valor de diseño JAEA
<b>Edificio EVEDA: Exterior</b>	<0.5 $\mu\text{Sv/h}$
<b>Edificio EVEDA: Interior</b> <b>Zona controlada II</b>	<12.5 $\mu\text{Sv/h}$
<b>Edificio EVEDA: Interior</b> <b>Zona controlada I</b>	<250 $\mu\text{Sv/h}$ (laberinto)

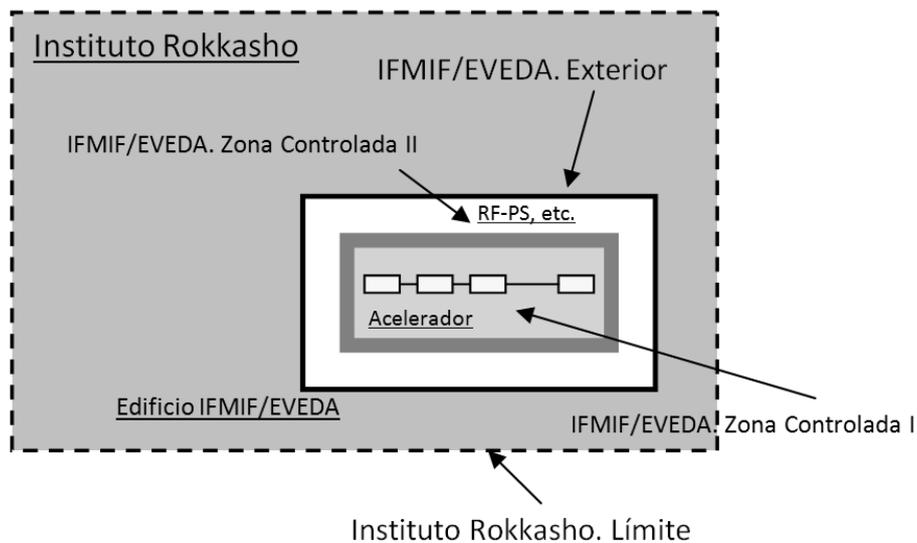
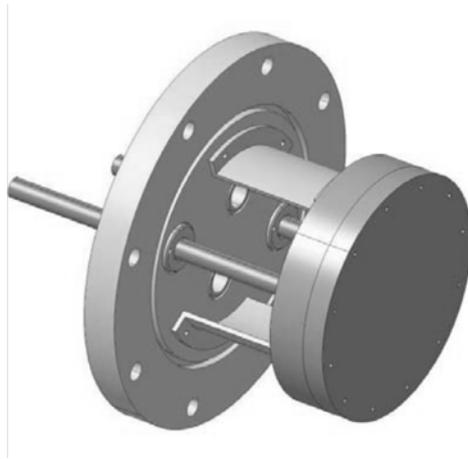


Figura 5.1 Esquema de las divisiones radiológicas en el entorno del acelerador EVEDA [105]

## ***5.2. Dosis residuales en la fase de puesta en marcha***

Para la fase de puesta en marcha y calibrado del RFQ y del SRF-linac, se ha diseñado un bloque de parada de baja energía (LPBD, Low Power Beam Dump), que es un cilindro de cobre de 15 cm de diámetro y 4 cm de espesor, refrigerado por agua (ver Figura 5.2). Dicho dispositivo se acopla a la salida de cada uno de los componentes a calibrar. El haz interactúa perpendicularmente con él.



**Figura 5.2 Modelo del LPBD [105]**

Durante las pruebas y calibración del acelerador, se iniciará la operación en régimen pulsado, modificando el factor de utilización gradualmente hasta alcanzar gradualmente el régimen continuo, deseado para operación normal.

Este estudio pretende evaluar si el empleo de hidrógeno molecular ( $H_2^+$ ) supone ventajas sobre el uso de deuterones ( $D^+$ ) en relación a las dosis residuales debidas a la activación del LPBD durante la puesta en funcionamiento del acelerador.

El uso de  $H_2^+$  permite reproducir características esenciales del haz de  $D^+$ .

### **5.2.1 Condiciones operacionales**

A pesar de que en el momento de realizar estos análisis no estaban plenamente decididas las condiciones operacionales a usar, se consideraron como punto de partida [118] los siguientes escenarios de irradiación:

- pulsado: 1 ms de tiempo de irradiación por 100 ms de duración total del pulso (1% factor de utilización), 8 horas al día durante tres periodos de operación distinto de 1 semana, 1 mes y 3 meses
- continuo: 2 horas, 12 horas y 1 día

Respecto a las intensidades se han usado 125 mA para  $D^+$  y 25 mA para  $H_2^+$ , constituyendo rangos límites para el estudio. Los 125 mA se deben a la intensidad nominal de funcionamiento del acelerador, mientras que los 25 mA se deben a las limitaciones de la fuente de iones para producir una intensidad mayor de  $H_2^+$ .

Las energías consideradas son de 5 MeV a la salida del RFQ y de 9 MeV a la salida del SRF-linac para ambas especies.

Respecto a los tiempos de enfriamiento se han considerado 1 hora, 1 día y 1 semana desde la parada como ilustrativos para tareas de mantenimiento en el acelerador.

Los resultados se dan a dos distancias, a uno y a medio metro de distancia desde el LPBD.

Para la simulación de la dosis residual proveniente del LPBD, se ha considerado una fuente puntual emisora de los fotones generados por la activación del cobre.

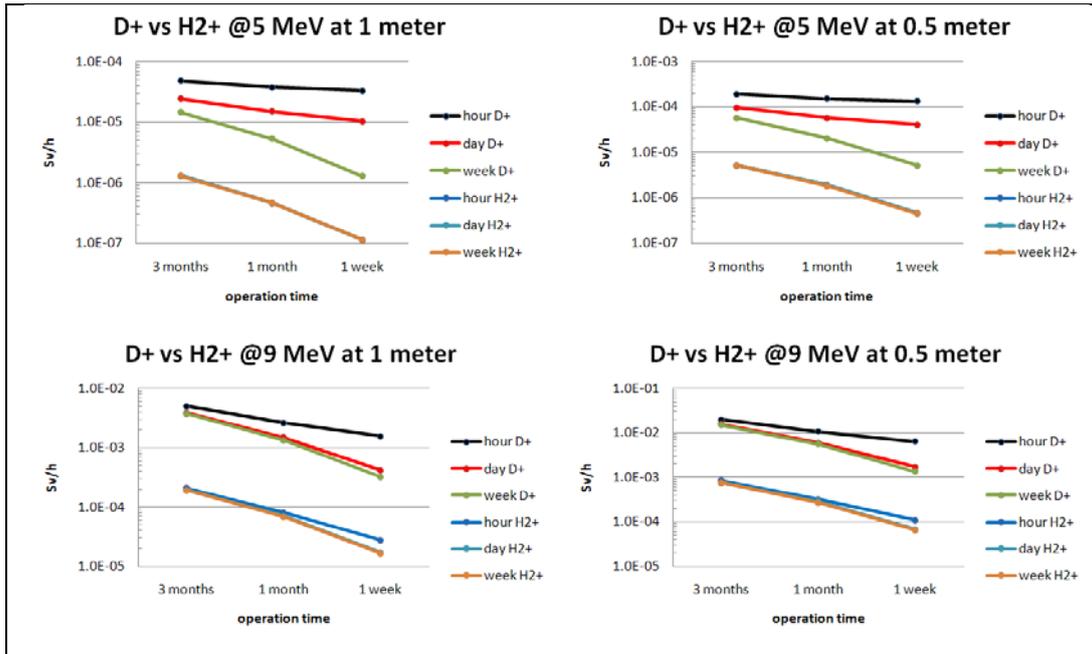
El haz de  $H_2^+$  se ha modelado como un haz de  $H^+$  con energía mitad y doble intensidad al del haz de hidrógeno molecular [119] [120].

**Nota:** se ha comprobado para otras intensidades menores tanto de  $D^+$  como de  $H_2^+$ , que los valores de dosis son directamente proporcionales a las intensidades

### 5.2.2 Régimen pulsado

La Figura 5.3 muestra las dosis residuales después de trabajar con  $D^+$  y  $H_2^+$  a 125 y 25 mA, respectivamente, para los diferentes escenarios de operación en los dos componentes a testar. Para 5 MeV, solo el  $H_2^+$  cumple el límite incluso a medio metro de distancia a la hora de enfriamiento, mientras que con  $D^+$  se necesitaría al menos una semana de enfriamiento tras 3 meses de operación y 1 día de enfriamiento tras 1 semana de operación (ambos a 1 metro de distancia). En el

caso de 9 MeV, ambas especies aceleradas dan dosis superiores a los límites a 1 metro de distancia, siendo el  $H_2^+$  la opción más cercana al límite para 1 semana de operación y de enfriamiento. Las dosis residuales debidas a  $H_2^+$  son al menos un orden de magnitud menor a las debidas a  $D^+$  bajo las condiciones descritas. La necesidad de un blindaje local para el LPBD se muestra necesaria para los casos en los que se excede el límite.



**Figura 5.3 Comparación de dosis residuales para irradiación pulsada con  $D^+$  y  $H_2^+$  a sus respectivas intensidades máximas**

Para identificar la intensidad con la que sería posible realizar tareas de mantenimiento cumpliendo el límite de  $12.5 \mu\text{Sv/h}$ , la Figura 5.4 muestra las dosis por mA para cada opción de tiempo de operación-enfriamiento y distancia al LPBD. En ella se comprueba que el uso de  $H_2^+$  es más ventajoso sobre el  $D^+$  cuanto menores sean los tiempos de enfriamiento y de irradiación, estando los factores de reducción entre 2 y casi 100. Las intensidades que permiten cumplir con los límites son muy dependientes de las condiciones operacionales, llegando a ser menores de 1 mA.

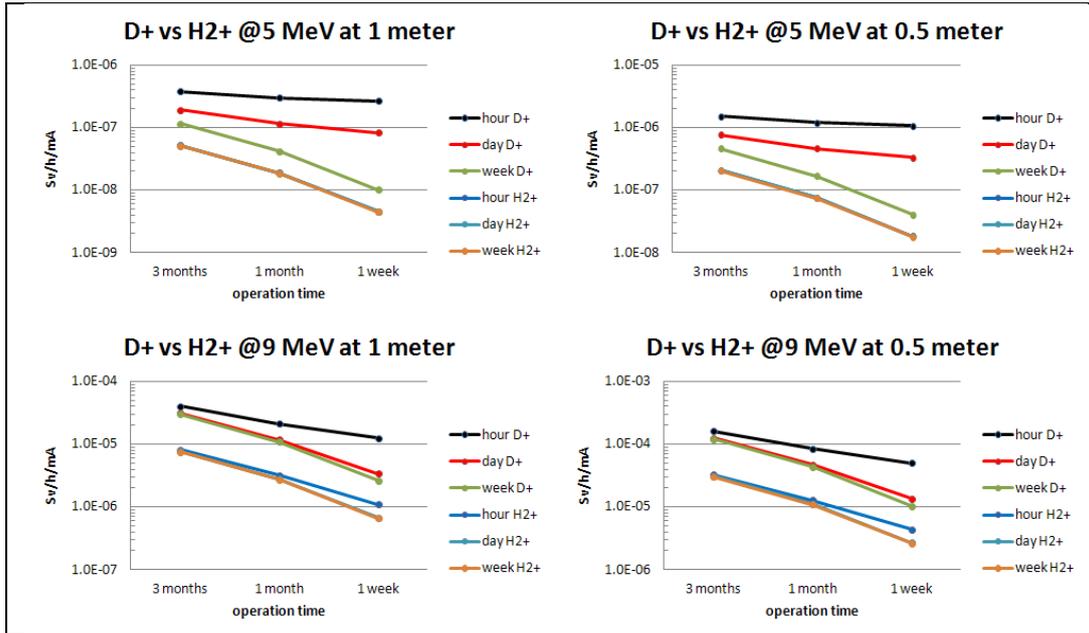


Figura 5.4 Comparación de dosis residuales por mA para irradiación pulsada con  $D^+$  y  $H_2^+$

Merece la pena destacar que con  $H_2^+$ , las dosis a todos los tiempos de enfriamiento para 5 MeV son prácticamente iguales, debido a que es el  $Zn65$  el único radionucleido responsable de dosis, mientras que a 9 MeV lo son a 1 día y 1 semana de enfriamiento debido a que ese mismo radionucleido es el único responsable de dosis. Para los tiempos de operación considerados, la tasa de dosis aumenta debido al incremento de la cantidad producida de  $Zn65$  según aumenta el tiempo de irradiación, mientras que el resto de radionucleidos identificados alcanzan la concentración de saturación a tiempos cortos ( $Cu64$  a ~5 días,  $Cu66$  a ~1 hora y  $Zn63$  a ~7 horas).

En la Tabla 5-2 se resumen los radionucleidos críticos a dosis y sus contribuciones para los tiempos de irradiación y enfriamiento considerados. La irradiación con  $H_2^+$  no añade radionucleidos nuevos al caso de irradiar con  $D^+$ . Dependiendo de las irradiaciones consideradas, el porcentaje de contribución de los distintos radionucleidos varía, tomando más importancia el  $Zn65$  según el tiempo de irradiación y enfriamiento aumenta para el caso de irradiar con  $D^+$ .

Para un mejor entendimiento de las diferencias entre las irradiaciones con  $D^+$  y  $H_2^+$ , es interesante conocer las reacciones que producen los radionucleidos críticos y sus umbrales en cada caso. La energía incidente en cada caso es la principal

causa de las diferencias, destacando que todos los radionucleidos producidos vienen por reacciones directas, varias de ellas con umbral. La Tabla 5-3 muestra dichas reacciones con sus umbrales (los protones representan al hidrógeno molecular).

**Tabla 5-2. Contribución de los radionucleidos críticos a dosis residual por operación en régimen pulsado con D<sup>+</sup> y H<sub>2</sub><sup>+</sup>**

1 week operation		HOUR	DAY	WEEK
	D+ 9MeV	Cu64 (22.20), Zn63 (57), Zn65 (20.78)	Cu64 (23.39), Zn65 (76.60)	Zn65 (99.99)
D+ 5 MeV	Cu64 (96.34), Zn65 (3.5), Cu66 (0.13)	Cu64 (88.7), Zn65 (11.29)	Zn65 (99.7), CU64 (0.3)	
H2+ 9 MeV	Zn63 (38.93), Zn65 (61.04)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	
H2+ 5 MeV	Zn65 (100)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	

1 month operation		HOUR	DAY	WEEK
	D+ 9MeV	Cu64 (13.42), Zn63 (34.45), Zn65 (52.12)	Cu64 (6.86), Zn65 (93.16)	Zn65 (100)
D+ 5 MeV	Cu64 (86.88), Zn65 (12.97), Cu66 (0.12)	Cu64 (65.69), Zn65 (34.31)	Zn65 (99.91), CU64 (0.09)	
H2+ 9 MeV	Zn63 (13.32), Zn65 (86.7)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	
H2+ 5 MeV	Zn65 (100)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	

3 months operation		HOUR	DAY	WEEK
	D+ 9MeV	Cu64 (7), Zn63 (17.96), Zn65 (75.03)	Cu64 (2.59), Zn65 (97.41)	Zn65 (100)
D+ 5 MeV	Cu64 (70.73), Zn65 (29.15), Cu66 (0.1)	Cu64 (40.94), Zn65 (59.06)	Zn65 (99.98), CU64 (0.02)	
H2+ 9 MeV	Zn63 (5.27), Zn65 (94.72)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	
H2+ 5 MeV	Zn65 (100)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	

**Tabla 5-3. Reacciones y sus umbrales para la producción de radionucleidos críticos a dosis**

Radionucleido producido	deuterones	protones
<b>Cu64 (12.7 h)</b>	Cu63(d,p): 0.0 MeV	Cu65(h,d): 7.85 MeV
<b>Cu66 (5.12 m)</b>	Cu65(d,p): 0.0 MeV	--
<b>Zn63 (38 m)</b>	Cu63(d,2n): 6.57 MeV	Cu63(h,n): 4.12 MeV
<b>Zn65 (243.66 d)</b>	Cu65(d,2n): 4.49 MeV	Cu65(h,n): 2.16 MeV

Consideraciones adicionales respecto al factor de utilización, cabe decir que cuando el tiempo de irradiación dentro del pulso es muy pequeño en comparación con la vida media del radionucleido, (válido en este caso, pues es 1 ms de irradiación por pulso), su concentración se puede aproximar a:

$$C(t) = N_0 * X S_{\text{prod}} * \Phi * t_i$$

donde  $N_0$  es la concentración atómica del material irradiado,  $X S_{\text{prod}}$  es la sección eficaz colapsada de producción del radionucleido considerado,  $\Phi$  es el nivel flujo de partículas que activan y  $t_i$  es el tiempo de irradiación. Si  $\Phi$  y  $t_i$  cambian pero el factor  $\Phi * t_i$  permanece constante, la correspondiente concentración es la misma a la  $C(t)$  calculada originalmente. Estas consideraciones son de interés para hacer estimaciones cuando se modifica el tiempo de irradiación del pulso.

### 5.2.3 Régimen continuo

La Figura 5.5 muestra las dosis residuales después de trabajar con  $D^+$  y  $H_2^+$  a 125 y 25 mA, respectivamente, para los diferentes escenarios de operación en los dos componentes a testar. Para 5 MeV, el límite se cumple a 1 metro de distancia en cualquier régimen de operación con  $H_2^+$ , mientras que con  $D^+$  solo se cumple para 2 horas de funcionamiento y a 1 semana de enfriamiento. Para 9 MeV, ambas especies dan dosis superiores a los límites en todas las condiciones y distancias. Las dosis residuales debidas a  $H_2^+$  son al menos un orden de magnitud menor a las debidas a  $D^+$  bajo las condiciones descritas. La necesidad de un blindaje local para el LPBD se muestra de nuevo necesaria para cumplir con los límites impuestos en los casos en los que éstos son excedidos.

Para identificar la intensidad con la que sería posible realizar tareas de mantenimiento cumpliendo el límite de 12.5  $\mu\text{Sv/h}$ , la Figura 5.6 muestra las dosis por mA para cada opción de tiempo de operación-enfriamiento y distancia al LPBD. En ella se comprueba que el uso de  $H_2^+$  es más ventajoso en todas las opciones, especialmente para las pruebas del RFQ con factores de reducción de hasta más de 2 órdenes de magnitud para 1 hora de enfriamiento. En el caso del SRF-linac el factor es poco mayor de 1 orden de magnitud inferior. Las

intensidades que permiten cumplir con los límites son muy dependientes de las condiciones operacionales, llegando a ser inferiores a 1 mA incluso para el tiempo de operación menor.

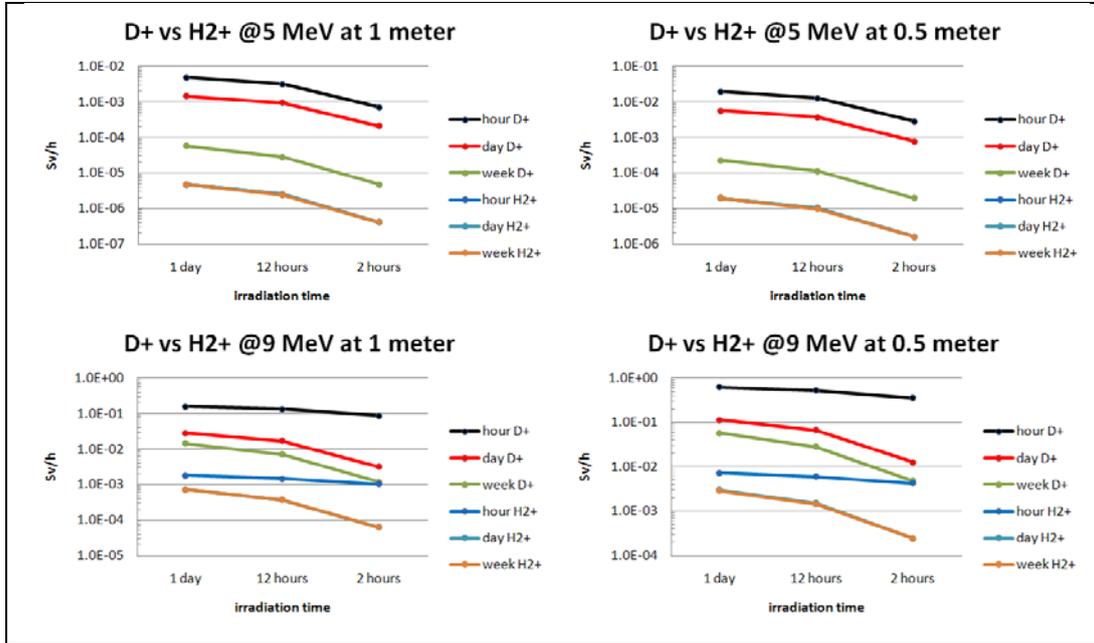


Figura 5.5 Comparación de dosis residuales para irradiación continua con D<sup>+</sup> y H<sub>2</sub><sup>+</sup> a sus respectivas intensidades máximas

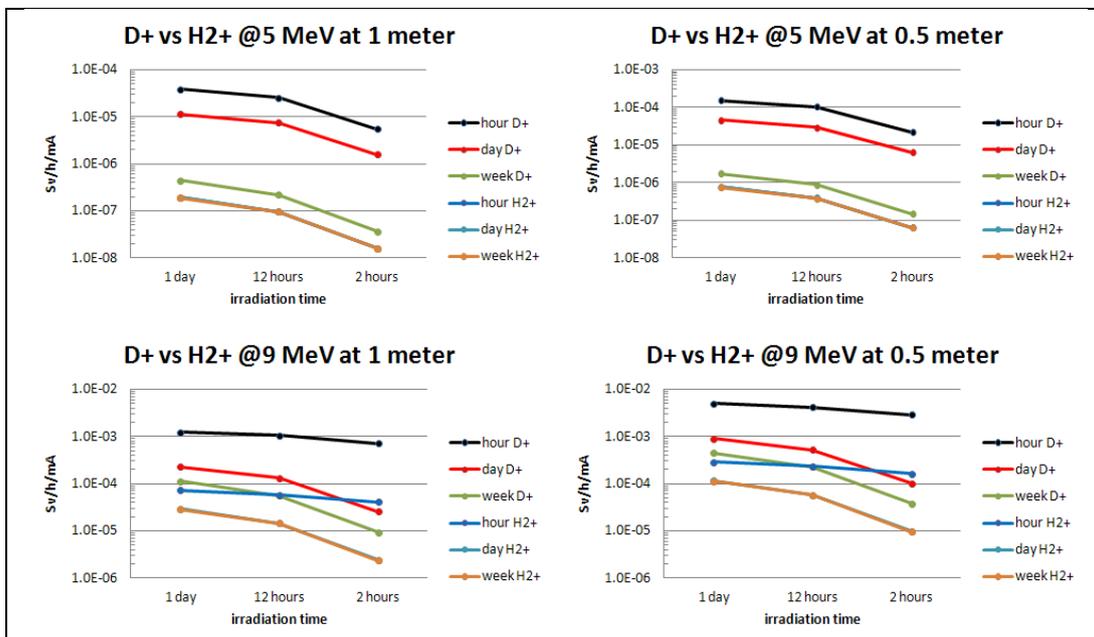


Figura 5.6 Comparación de dosis residuales por mA para irradiación continua con D<sup>+</sup> y H<sub>2</sub><sup>+</sup>

Al igual que el caso pulsado, las dosis con H<sub>2</sub><sup>+</sup> a 5 MeV son prácticamente las mismas a los tres tiempos de enfriamiento debido a que sólo el Zn65 es el

responsable a dosis, mientras que a 9 MeV lo son para un día y una semana por este mismo hecho.

Respecto a los radionucleidos contribuyentes a dosis, la Tabla 5-4 muestra sus contribuciones, observando que son los mismos que el caso de régimen pulsado. Dependiendo del escenario de irradiación considerado, el porcentaje de contribución varía, ganando en importancia el Zn65 según aumenta el tiempo de irradiación (éste radionucleido es el único contribuyente con H<sub>2</sub><sup>+</sup> a 5 MeV).

**Tabla 5-4. Contribución de los radionucleidos críticos a dosis residual por operación en régimen continuo con D<sup>+</sup> y H<sub>2</sub><sup>+</sup>**

2 hours continuous irradiation		HOOR	DAY	WEEK
	D+ 9MeV	Cu64 (8.46), Zn63 (90.11), Zn65 (1.34)	Cu64 (64.39), Zn65 (35.61)	Zn65 (99.91)
D+ 5 MeV	Cu64 (98.73), Zn65 (0.61), Cu66 (0.66)	Cu64 (97.86), Zn65 (2.10)	Zn65 (98.23), CU64 (1.79)	
H2+ 9 MeV	Zn63 (94.03), Zn65 (5.97)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	
H2+ 5 MeV	Zn65 (100)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	
12 hours continuous irradiation		HOOR	DAY	WEEK
	D+ 9MeV	Cu64 (26.36), Zn63 (68.24), Zn65 (5.37)	Cu64 (58.35), Zn65 (41.65)	Zn65 (99.92)
D+ 5 MeV	Cu64 (99.08), Zn65 (0.79), Cu66 (0.14)	Cu64 (97.29), Zn65 (2.70)	Zn65 (98.59), CU64 (1.40)	
H2+ 9 MeV	Zn63 (74.72), Zn65 (25.30)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	
H2+ 5 MeV	Zn65 (100)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	
1 day continuous irradiation		HOOR	DAY	WEEK
	D+ 9MeV	Cu64 (33.64), Zn63 (57.31), Zn65 (9.02)	Cu64 (51.58), Zn65 (48.42)	Zn65 (99.96)
D+ 5 MeV	Cu64 (98.88), Zn65 (1.03), Cu66 (0.09)	Cu64 (96.48), Zn65 (3.52)	Zn65 (98.94), CU64 (1.06)	
H2+ 9 MeV	Zn63 (56.64), Zn65 (40.36)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	
H2+ 5 MeV	Zn65 (100)	Zn65 (100)	Zn65 (100)	

### 5.3. Dosis residuales en la fase de operación normal

El estudio de dosis en la sala del acelerador se ha realizado diferenciando entre las principales contribuciones de la manera siguiente:

- dosis residuales debidas a los componentes del acelerador

- dosis residuales debidas a los blindajes, considerando tanto el que define la sala principal del edificio del acelerador como los muros frontales de la sala del BD, todos ellos fabricados de hormigón. Se incluye en el estudio el tapón y corona de plomo
- dosis residuales debidas al material de parada del BD

Para el cómputo de dosis [121], se ha usado una malla (*mesh*) rectangular de dimensiones 10 x 20.75 x 30 cm (ancho, largo, alto) centrado en la línea del haz, siendo una aproximación al torso de un operario (enfrentado a la línea del acelerador para hacer tareas de mantenimiento en él) y teniendo como referencia las dimensiones de la esfera ICRU [42].

Una sección final mostrará las dosis totales debidas a todas las contribuciones presentadas en las respectivas secciones, identificando zonas críticas dentro de la sala del acelerador.

### **5.3.1 Contribución debida a los componentes del acelerador**

Las dosis están dadas a lo largo de la línea del acelerador a 100 y 30 cm de distancia de la superficie externa de los componentes, distancias consideradas como ilustrativas para tareas de inspección y mantenimiento de los mismos. Puesto que las dosis se computan en las celdas del *mesh* superimpuesto a la geometría, se usa el valor correspondiente en la celda que contiene los puntos mencionados para dar los resultados.

Los resultados se dan a lo largo de la línea del acelerador [121] desde el RFQ hasta el final del HEBT: a lo largo del RFQ (inicio, final y a cada metro), de la línea MEBT (inicio, final y a cada 20.75 cm), del SRF-linac (inicio, final y a cada metro) y en la línea HEBT (inicio, al final, a cada 50 cm hasta la posición del dipolo, en el dipolo y en la posición de los tres últimos imanes). La MS representa al *scraper* de la línea MEBT, y está pegada al tercer imán que sigue al RFQ.

Como análisis independientes, se incluye una sección con los resultados debidos solamente a la activación producida por las pérdidas de 1 W/m a lo largo de la

línea HEBT. Como no hay material definitivo para el tubo de la línea, se compararán dos candidatos (de ahí el usar una sección aparte): SS316L y Al puro. Del mismo modo se hace otro análisis para el tubo de la MEBT, considerando estos dos mismos materiales y estudiando solamente las repercusiones de la activación debida a la fuente neutrónica producida en la MS. También se analiza la influencia de la propia activación del *scraper* de la HEBT, asumiéndose hipótesis conservadoras de desfocalización del haz al no haber una deposición de potencia definitiva o fija.

### 5.3.1.1 A 100 cm de distancia

La Figura 5.7 muestra las dosis residuales a lo largo de la línea del acelerador conforme a lo descrito anteriormente, distinguiendo entre la contribución por neutrones y la correspondiente a deuterones.

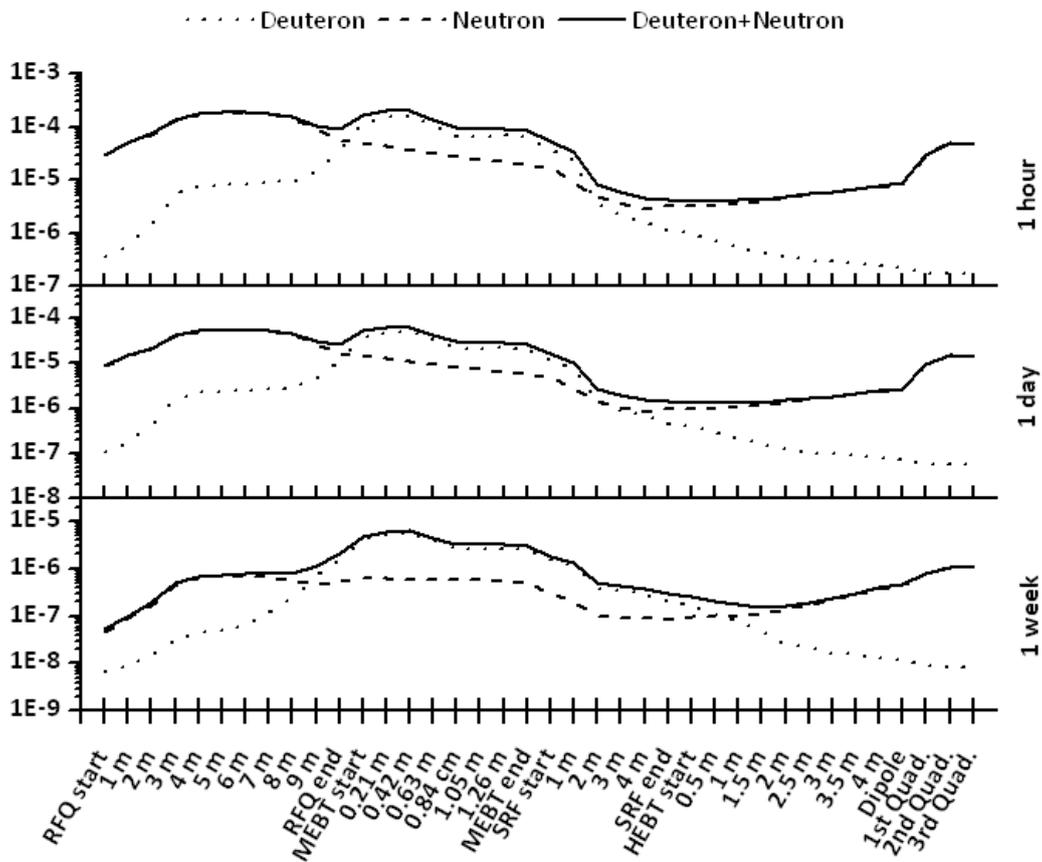


Figura 5.7 Dosis residual a lo largo del acelerador a 100 cm de distancia (Sv/h)

De la figura anterior se observa que los componentes responsables de las dosis más altas son el RFQ, MS y los imanes de la HEBT. El límite de  $12.5 \mu\text{Sv/h}$  se cumple en todas las posiciones estudiadas tras 1 semana de enfriamiento, siendo el valor máximo de  $\sim 6 \mu\text{Sv/h}$  en la MEBT.

Para un análisis más detallado de los resultados, la Figura 5.8 y Figura 5.9 muestran la contribución particular de cada componente debido a la activación por deuterones y por neutrones, respectivamente.

En el caso de activación por deuterones, se aprecia claramente que es la MS la responsable de las dosis mayores, mientras que para la activación por neutrones lo es el RFQ.

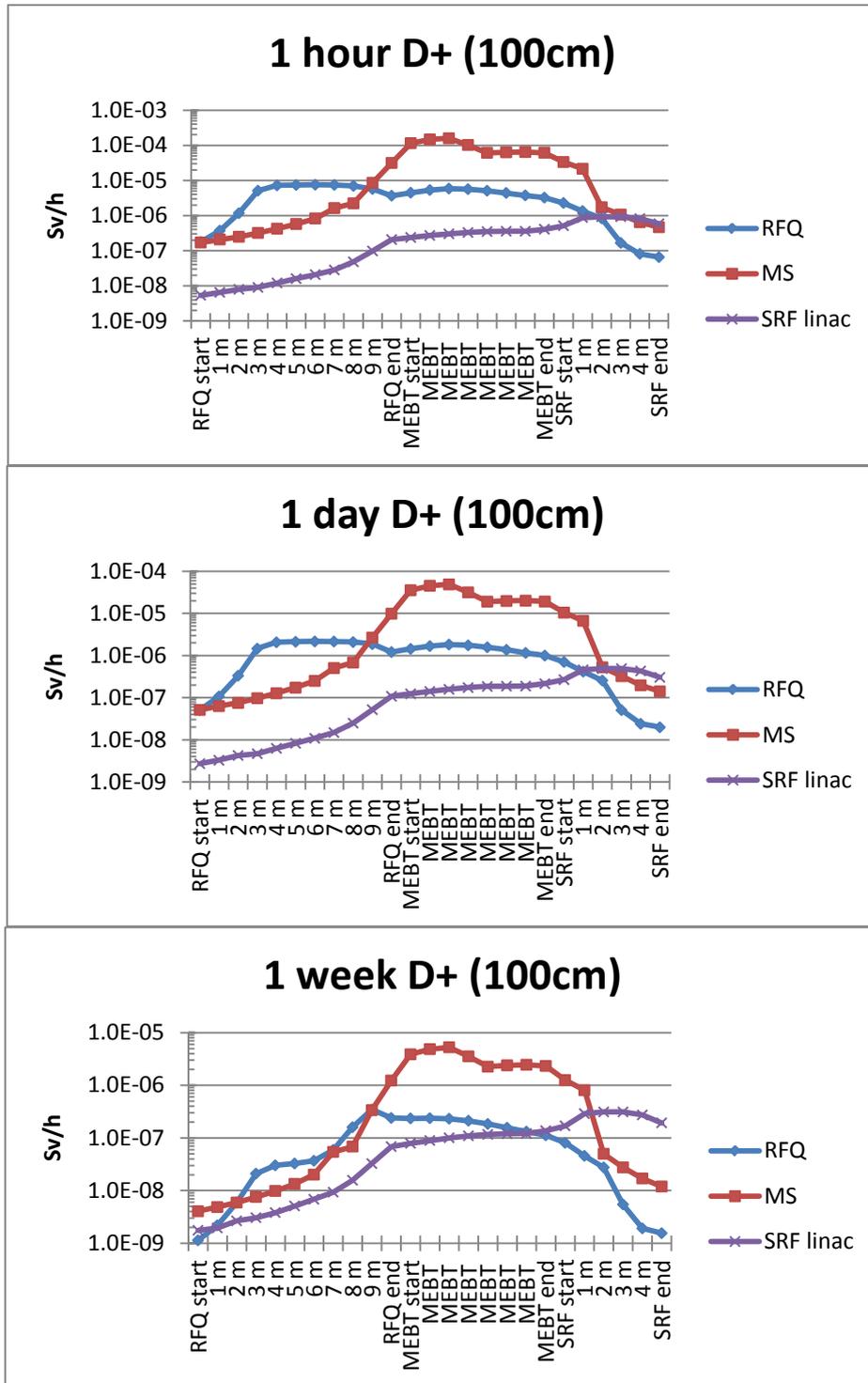


Figura 5.8 Contribución a dosis residual por componentes debido a activación por deuterones a 100 cm

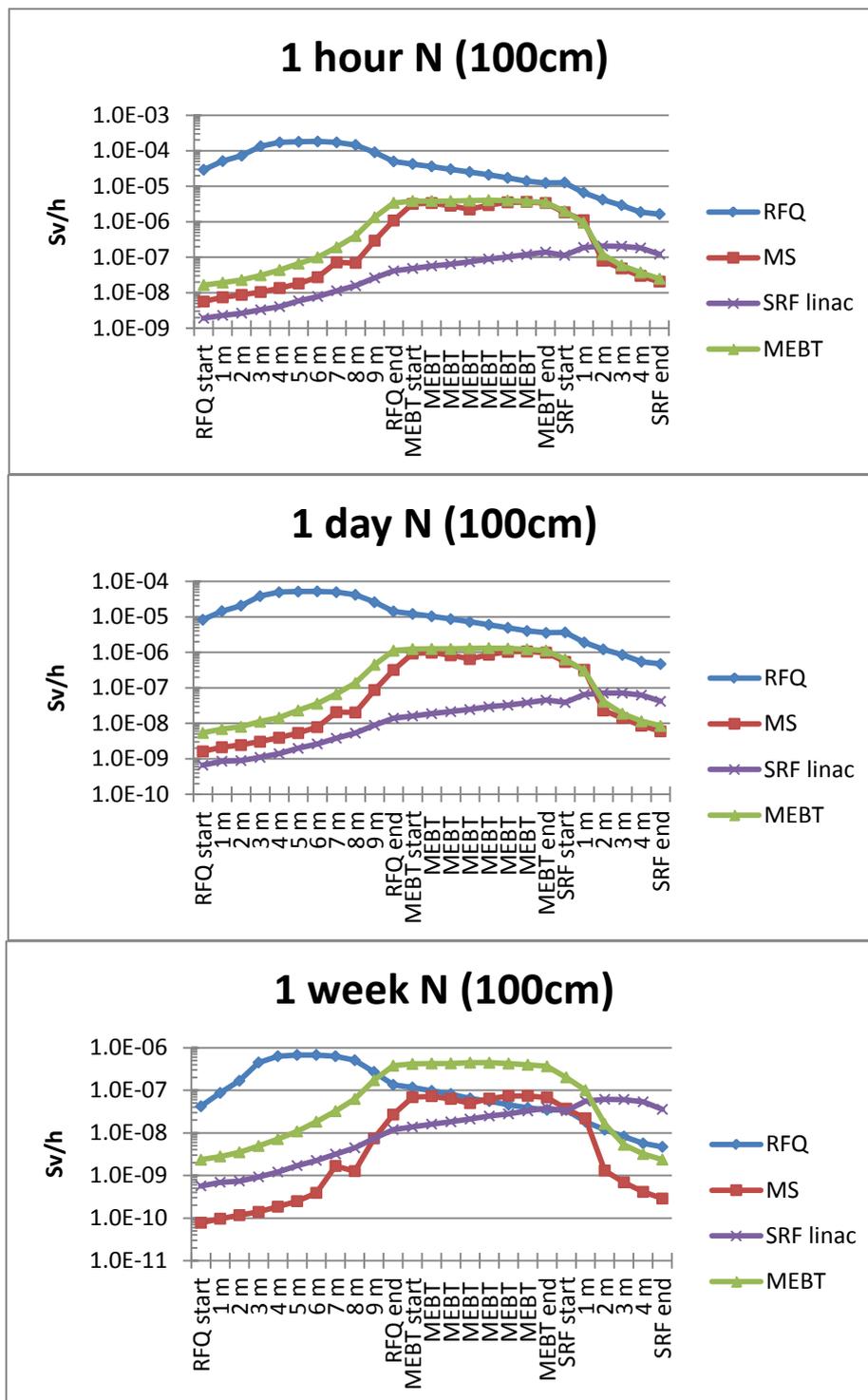


Figura 5.9 Contribución a dosis residual por componentes debido a activación por neutrones a 100 cm

La contribución de los imanes del HEBT sobre las longitudes mostradas en las figuras anteriores se ha visto que es apreciable solo en la zona del SRF-linac

(desde el segundo metro hasta el final). Dicha influencia supone (rango en  $\mu\text{Sv/h}$ ) 1.5-0.3 a 1 hora de enfriamiento, 0.5-0.1 a 1 día y 0.05-0.01 a 1 semana, aproximadamente. Los valores debidos exclusivamente a los imanes de la HEBT (activados por los neutrones generados en el BD) se muestran en la Tabla 5-5. Es en la parte final de la línea en donde se dan los valores mayores.

**Tabla 5-5. Dosis residuales en el área de la HEBT a 100 cm**

<b>Sv/h</b>	<b>1 hora</b>	<b>1 día</b>	<b>1 semana</b>
<b>Start HEBT</b>	1.90E-06	5.75E-07	5.57E-08
<b>0.5 m</b>	2.38E-06	7.24E-07	6.92E-08
<b>1 m</b>	2.68E-06	8.22E-07	8.56E-08
<b>1.5 m</b>	3.04E-06	9.26E-07	9.64E-08
<b>2 m</b>	3.79E-06	1.17E-06	1.27E-07
<b>2.5 m</b>	4.58E-06	1.39E-06	1.66E-07
<b>3 m</b>	4.91E-06	1.53E-06	2.16E-07
<b>3.5 m</b>	5.89E-06	1.87E-06	2.89E-07
<b>4 m</b>	6.77E-06	2.18E-06	3.75E-07
<b>Dipole</b>	7.66E-06	2.44E-06	4.50E-07
<b>Quad. 1</b>	2.98E-05	8.94E-06	7.63E-07
<b>Quad. 2</b>	4.93E-05	1.46E-05	1.05E-06
<b>Quad. 3</b>	4.51E-05	1.35E-05	1.07E-06

La influencia de los componentes restantes sobre la longitud de la HEBT es sólo apreciable hasta la posición del dipolo. Dicha influencia, incluyendo tanto la contribución por deuterones como la de neutrones, supone (rango en  $\mu\text{Sv/h}$ ) 2.2-1 a 1 hora de enfriamiento, 0.8-0.3 a 1 día y 0.2-0.02 a 1 semana, aproximadamente.

Los radionucleidos producidos en los componentes y causantes de las mayores dosis son Cu64, Zn65, Co60, Fe59 and Mn54. El Cu64 (por deuterones y neutrones) y Zn65 (solo por deuterones) se producen en las bobinas de cobre, mientras que los restantes se deben principalmente a componentes del núcleo de hierro de los imanes (en menor contribución, el Fe59 también se produce en el RFQ en la parte de baja energía por deuterones y el Co60 en los de componentes de Cu activados por neutrones). El Cu64 es prácticamente el único contribuyente a 1 hora y 1 día de enfriamiento.

### 5.3.1.2 A 30 cm de distancia

La Figura 5.10 muestra las dosis residuales a lo largo de la línea del acelerador conforme a lo descrito anteriormente, distinguiendo entre la contribución por neutrones y la correspondiente a deuterones. Al igual que para el caso de 100cm de distancia, los componentes responsables de las dosis más altas son el RFQ, MS y los imanes de la HEBT. El límite de  $12.5 \mu\text{Sv/h}$  se cumple en todas las posiciones estudiadas a 1 semana de enfriamiento excepto en una reducida área alrededor de la MS (en la MEBT), en donde la dosis es  $\sim 26 \mu\text{Sv/h}$ . Las formas de las curvas son más abruptas que el caso de 100cm debido a la cercanía a la superficie externa de los componentes.

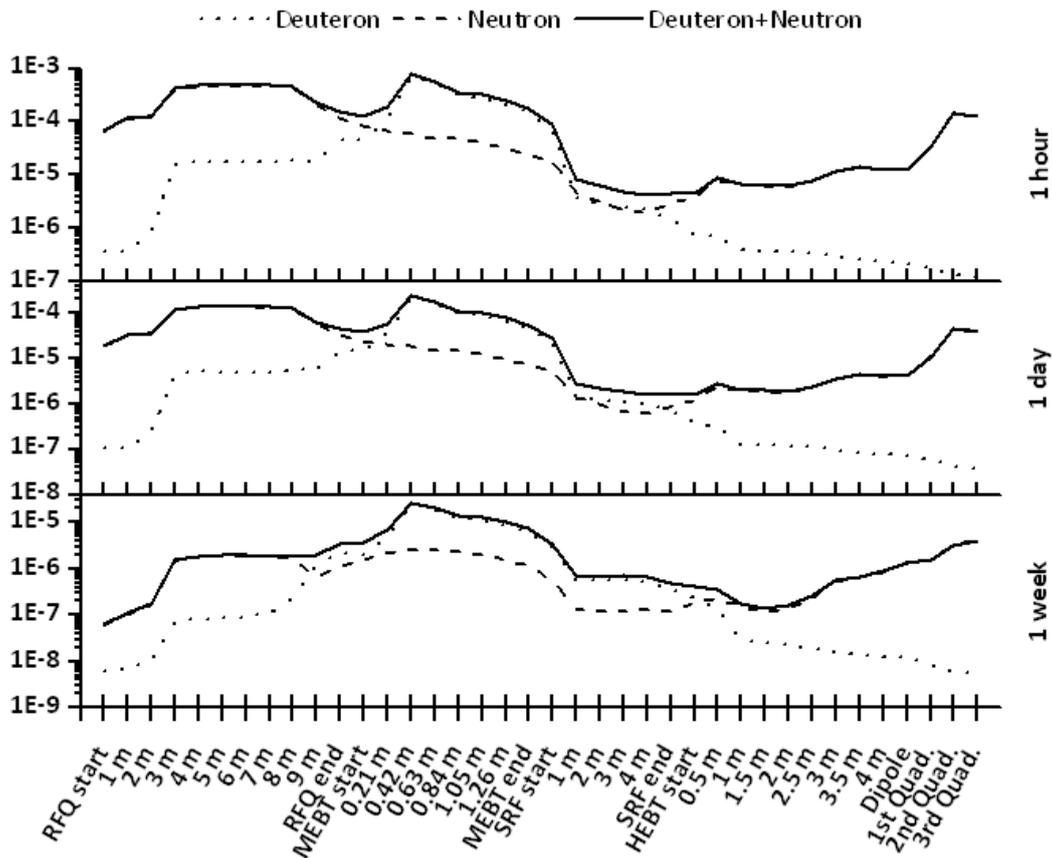


Figura 5.10 Dosis residual a lo largo del acelerador a 30 cm de distancia (Sv/h)

Para un análisis más detallado de los resultados, la Figura 5.11 muestra la contribución particular de cada componente debido a la activación por deuterones, comprobando que es la MS la responsable de las dosis mayores.

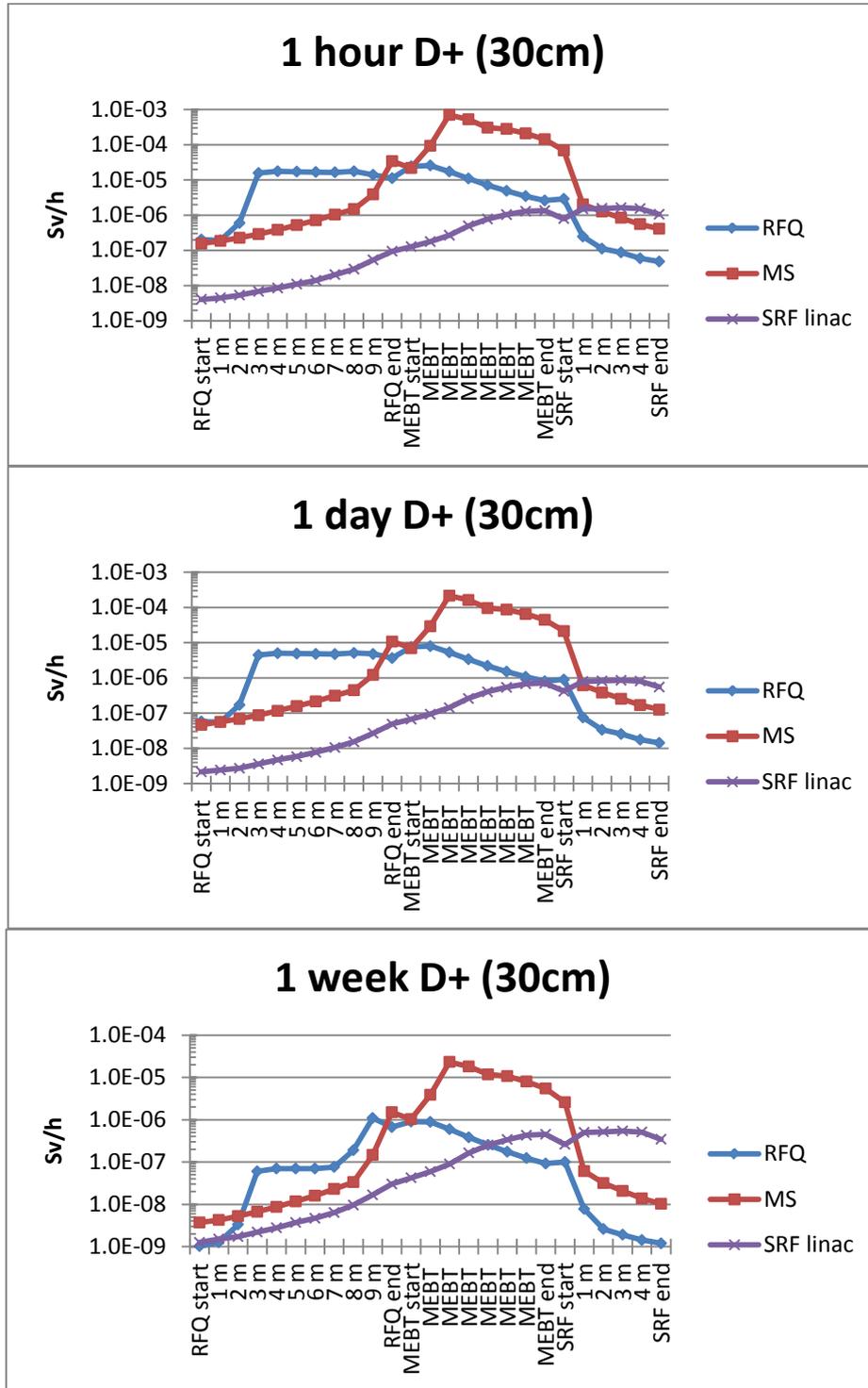


Figura 5.11 Contribución a dosis residual por componentes debido a activación por deuterones a 30 cm

La misma información que antes pero con la contribución por neutrones se da en la Figura 5.12, comprobando que el RFQ es el responsable de las dosis mayores.

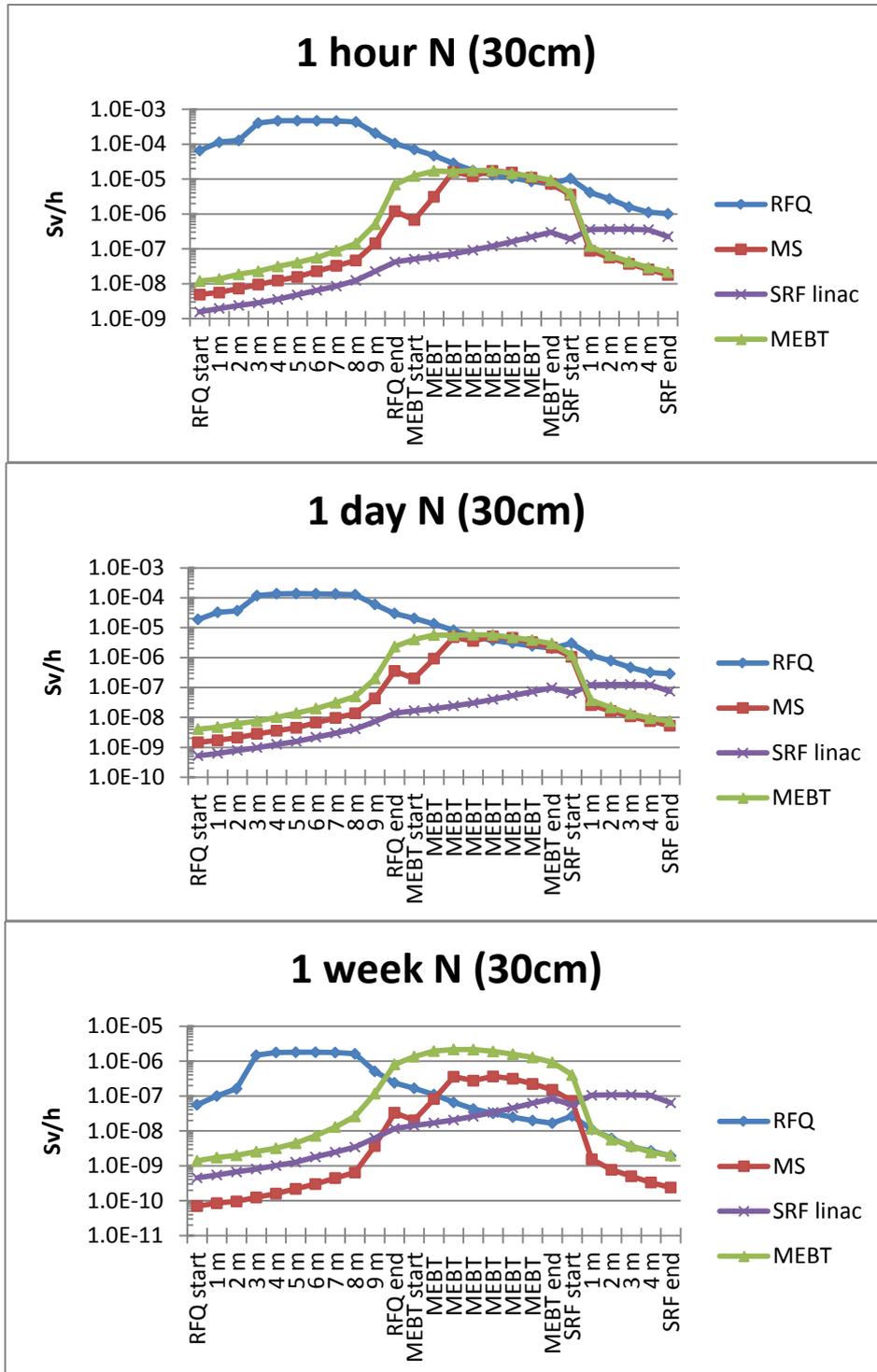


Figura 5.12 Contribución a dosis residual por componentes debido a activación por neutrones a 30 cm

La contribución de los imanes del HEBT sobre las longitudes mostradas en las figuras anteriores se ha visto que es apreciable solo en la zona del SRF-linac (desde el segundo metro hasta el final) al igual que el caso de 100cm. Dicha influencia supone (rango en  $\mu\text{Sv/h}$ ) 1.7-0.2 a 1 hora de enfriamiento, 0.5-0.04 a 1 día y 0.06-0.004 a 1 semana, aproximadamente. Los valores debidos exclusivamente a los imanes de la HEBT (activados por los neutrones generados en el BD) se muestran en la Tabla 5-6. Es en la parte final de la línea otra vez en donde se dan los valores mayores.

**Tabla 5-6. Dosis residuales en el área de la HEBT a 30 cm**

<b>Sv/h</b>	<b>1 hora</b>	<b>1 día</b>	<b>1 semana</b>
<b>Start HEBT</b>	3.19E-06	9.88E-07	9.26E-08
<b>0.5 m</b>	7.29E-06	2.23E-06	1.94E-07
<b>1 m</b>	5.85E-06	1.76E-06	1.38E-07
<b>1.5 m</b>	5.39E-06	1.60E-06	1.04E-07
<b>2 m</b>	5.06E-06	1.53E-06	1.33E-07
<b>2.5 m</b>	6.68E-06	2.05E-06	2.32E-07
<b>3 m</b>	1.06E-05	3.31E-06	5.27E-07
<b>3.5 m</b>	1.32E-05	4.13E-06	6.35E-07
<b>4 m</b>	1.16E-05	3.80E-06	8.50E-07
<b>Dipole</b>	1.15E-05	4.01E-06	1.30E-06
<b>Quad. 1</b>	3.43E-05	1.07E-05	1.51E-06
<b>Quad. 2</b>	1.49E-04	4.46E-05	3.20E-06
<b>Quad. 3</b>	1.25E-04	3.82E-05	4.01E-06

La influencia de los componentes restantes sobre la longitud de la HEBT es sólo apreciable hasta la posición del dipolo. Dicha influencia, incluyendo tanto la contribución por deuterones como la de neutrones, supone (rango en  $\mu\text{Sv/h}$ ) 1.3-0.8 a 1 hora de enfriamiento, 0.6-0.3 a 1 día y 0.3-0.02 a 1 semana, aproximadamente.

Respecto a los radionucleidos contribuyentes a dosis, los comentarios hechos en el caso de 100 cm son válidos aquí también.

**Nota1:** La influencia en el laberinto debido a las contribuciones de esta subsección es de 15, 7 and 0.5  $\mu\text{Sv/h}$  a 1 hora, 1 día y 1 semana de enfriamiento respectivamente. Esta contribución se debe a los imanes de la HEBT.

**Nota2:** Aunque los resultados para el *scraper* de la MEBT (MS) se han presentado para el caso de ser fabricado en Cu, si ésta se sustituyera por Al, las dosis a una hora y un día de enfriamiento serían muy parecidas aunque ligeramente inferiores a las mostradas para el cobre (máximos de 620 y 138  $\mu\text{Sv/h}$  para 1 hora a 30 y 100cm respectivamente, y 210 y 47  $\mu\text{Sv/h}$  para 1 día a 30 y 100 cm respectivamente), mientras que a una semana serían apreciablemente inferiores (máximos de 0.3 y 0.06  $\mu\text{Sv/h}$  a 30 y 100 cm respectivamente). Esto reduciría el campo de dosis en torno a la MS respecto a lo mostrado en las figuras anteriores, cumpliendo el límite impuesto sin problemas. Esta baja dosis a la semana (también a 1 hora y día de enfriamiento) se debe a que el único radionucleido contribuyente a dosis es el  $\text{Na}^{24}$  producido a través de la reacción  $\text{Al}^{27}(\text{d},\text{pa})\text{Na}^{24\text{m}}$  (vida media 24 ms)  $\rightarrow \text{Na}^{24}$ , mientras que en el caso del cobre es el  $\text{Zn}^{65}$  (vida media 273 d).

### **5.3.1.3 Análisis para el tubo de la HEBT**

Los dos apartados siguientes muestran las dosis generadas por la activación derivada de las pérdidas existentes a lo largo de la línea del HEBT para los casos en los que el tubo es de SS316L y de Al, considerando tanto la activación de los imanes de la línea como la del propio tubo.

#### **5.3.1.3.1 Opción del tubo de SS316L**

Lo más problemático es la dosis debida a la activación por deuterones del tubo, siendo las longitudes comprendidas entre los tres primeros imanes y los dos antes del dipolo y la correspondiente al laberinto, las que muestran las dosis más altas (sin imanes que apantallen los fotones emitidos), con valores en torno a 170  $\mu\text{Sv/h}$  muy cerca del propio tubo para 1 hora de enfriamiento y ~60 para 1 semana. Estos valores son apreciablemente superiores al límite de dosis para la sala. Los

radionucleidos responsables a dosis son Co58 (70.86d de vida media), Co56 (77.23d de vida media), Mn54 (312d de vida media), Mn56 (2.58h de vida media) y Co55 (17.5h de vida media), siendo los dos últimos solo importantes hasta la hora y día de enfriamiento respectivamente, debido a sus vidas medias. La Figura 5.13 muestra los mapas de dosis debido a la activación por deuterones.

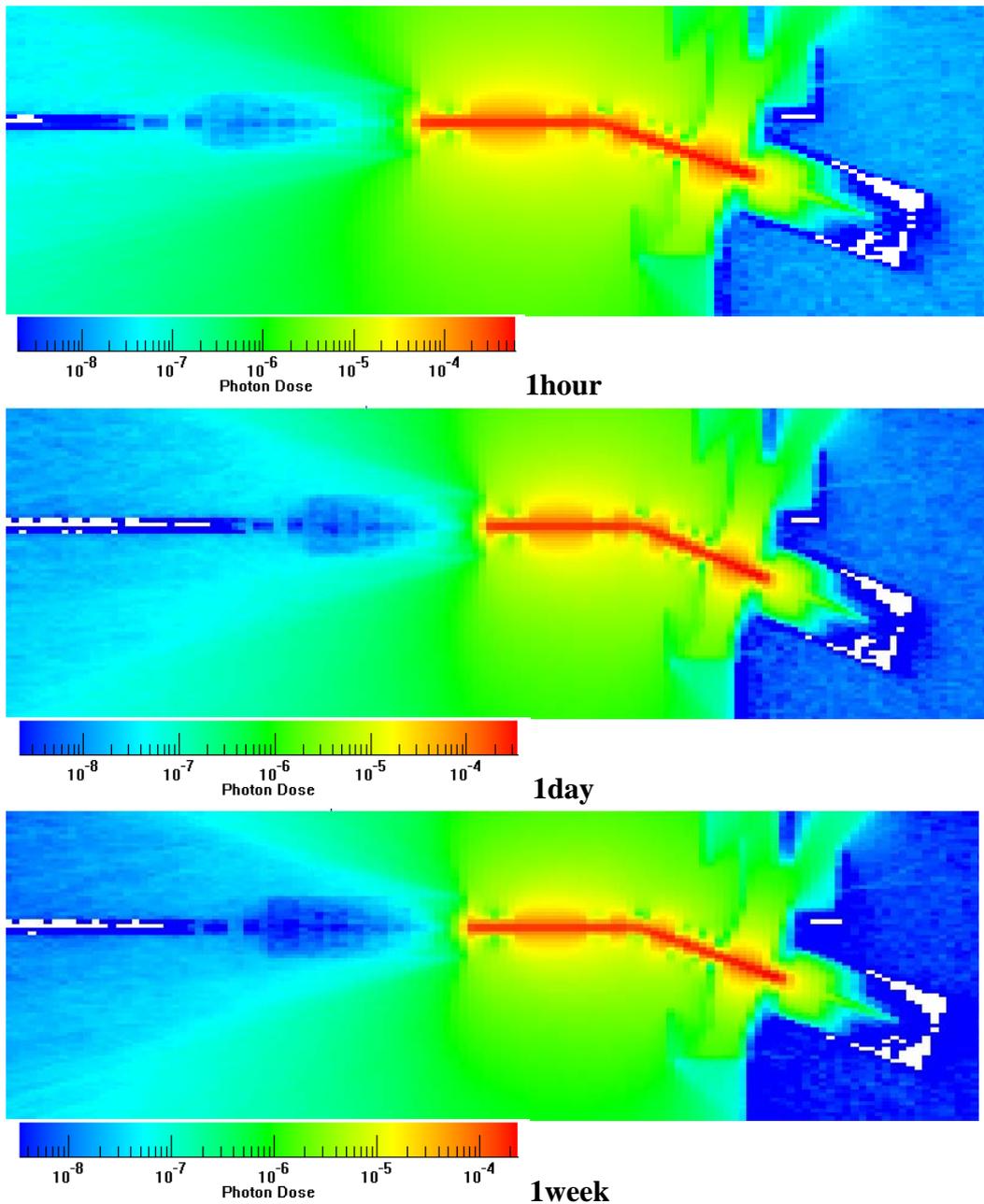


Figura 5.13 Mapas de dosis residual debido a la activación por deuterones del tubo de la HEBT, caso SS316L (Sv/h)

Por otro lado, la contribución de la activación neutrónica del tubo y de los imanes no supone contribución importante en comparación con la debida a los deuterones, siendo el máximo de casi 1.5  $\mu\text{Sv/h}$  cerca del tubo a la hora de enfriamiento entre los tres imanes que siguen al SRF-linac y los dos antes del dipolo. Los radionucleidos más contribuyentes son Co58, Mn54, Co60 (1925d de vida media) y Mn56, este último solo importante a la hora de enfriamiento.

La Tabla 5-7 muestra los valores de dosis a 30 cm de distancia debido a la activación por deuterones y por neutrones sólo en la longitud de la HEBT. En ella se muestra que la contribución por deuterones es mayor a la de neutrones. Aunque para 100cm de distancia no se da una tabla similar, los valores máximos (solo por deuterones) bajan hasta 12.6, 7.4 y 5  $\mu\text{Sv/h}$  para cada tiempo de enfriamiento, respectivamente.

Esta contribución es dominante sobre la mostrada en la Tabla 5-6 (imanes activados por neutrones del BD) en la parte recta del tubo y sobre todo a la semana de enfriamiento (cuando esta contribución alcanza el 99% del total).

**Tabla 5-7. Dosis residual debida a deuterones y neutrones a 30 cm de distancia, caso tubo de SS316L**

Sv/h	1 hora		1 día		1 semana	
	D	N	D	N	D	N
<b>Start HEBT</b>	1.17E-05	1.36E-07	6.86E-06	7.17E-08	4.65E-06	5.94E-08
<b>0.5 m</b>	9.79E-06	1.66E-07	5.73E-06	7.82E-08	3.88E-06	5.89E-08
<b>1 m</b>	2.54E-05	2.49E-07	1.48E-05	1.39E-07	1.01E-05	1.22E-07
<b>1.5 m</b>	3.23E-05	2.93E-07	1.88E-05	1.67E-07	1.27E-05	1.50E-07
<b>2 m</b>	3.32E-05	2.95E-07	1.94E-05	1.70E-07	1.32E-05	1.54E-07
<b>2.5 m</b>	3.06E-05	2.85E-07	1.79E-05	1.61E-07	1.21E-05	1.43E-07
<b>3 m</b>	2.52E-05	2.69E-07	1.48E-05	1.45E-07	9.95E-06	1.25E-07
<b>3.5 m</b>	2.27E-05	2.61E-07	1.33E-05	1.38E-07	9.00E-06	1.16E-07
<b>4 m</b>	1.50E-05	2.00E-07	8.84E-06	1.04E-07	6.02E-06	8.74E-08
<b>Dipole</b>	9.32E-06	1.77E-07	5.49E-06	8.85E-08	3.77E-06	7.54E-08
<b>Quad. 1</b>	1.46E-05	2.25E-07	8.52E-06	1.09E-07	5.77E-06	8.22E-08
<b>Quad. 2</b>	9.06E-06	3.18E-07	5.30E-06	1.23E-07	3.60E-06	6.03E-08
<b>Quad. 3</b>	6.44E-06	2.49E-07	3.77E-06	9.46E-08	2.57E-06	4.41E-08

### **5.3.1.3.2 Opción del Tubo de Al**

Las dosis debidas a la activación por deuterones es la más importante para 1 hora y 1 día de enfriamiento, pero más baja a la mostrada para el caso del SS316L, mientras que a 1 semana de enfriamiento las debidas a la activación neutrónica son mayores que las debidas por deuterones (cuando ambas contribuciones apenas suman  $0.1 \mu\text{Sv/h}$ ). Comparando con los valores más altos mostrados para el caso del SS316L, los correspondientes para este caso son  $\sim 40$  y  $0.02 \mu\text{Sv/h}$  para 1 hora y 1 semana tras la parada, respectivamente ( $14 \mu\text{Sv/h}$  para 1 día). Entre ambos materiales hay un factor 4 aproximadamente de diferencia a favor del tubo de Al. El radionucleido más contribuyente es el  $\text{Na}^{24}$  ( $14.95\text{h}$  de vida media) tanto por deuterones como por neutrones, de ahí la bajada observada según avanza el enfriamiento. La Figura 5.14 muestra los mapas de dosis debido solamente a la activación por deuterones.

La Tabla 5-8 muestra los valores a 30 cm de distancia debido a la activación por deuterones y por neutrones solo en la longitud de la HEBT. En ella se muestra que la contribución por deuterones es otra vez mayor a la de neutrones. Aunque para 100cm de distancia no se da una tabla similar, los valores máximos (solo por deuterones) bajan hasta  $2.9, 1 \mu\text{Sv/h}$  para 1 hora y 1 día de enfriamiento, respectivamente. Se aprecia una bajada respecto al caso del tubo de SS316L en un factor 4 aproximadamente.

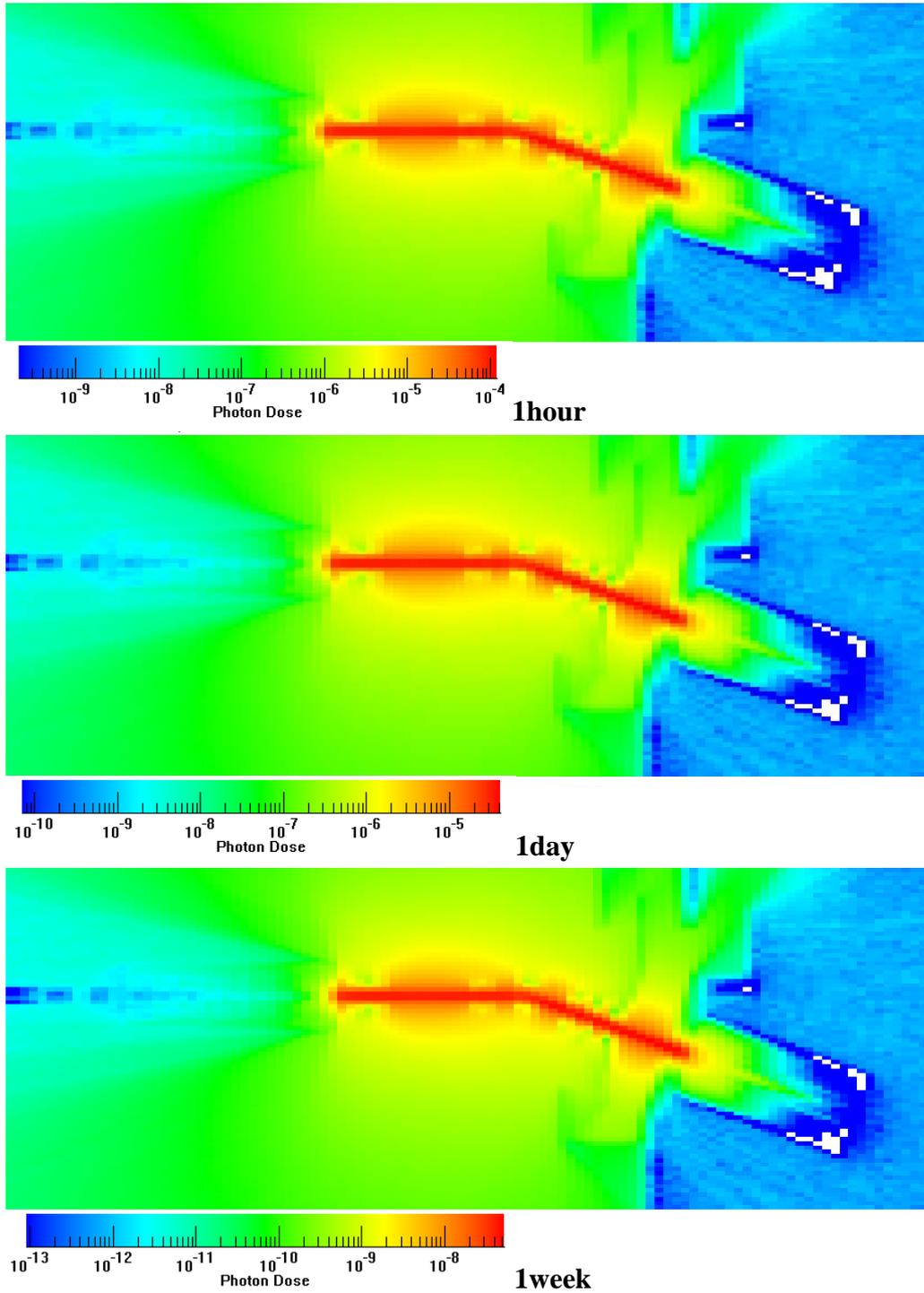


Figura 5.14 Mapas de dosis residual debido a la activación por deuterones del tubo de la HEBT, caso Al (Sv/h)

**Tabla 5-8. Dosis residual debida a deuterones y neutrones a 30 cm de distancia, caso tubo de Al**

Sv/h	1 hora		1 día		1 semana	
	D	N	D	N	D	N
<b>Start HEBT</b>	2.72E-06	2.22E-07	9.36E-07	6.73E-08	1.19E-09	1.64E-08
<b>0.5 m</b>	2.64E-06	3.27E-07	9.07E-07	9.41E-08	1.15E-09	3.35E-08
<b>1 m</b>	6.06E-06	3.79E-07	2.09E-06	1.19E-07	2.64E-09	1.91E-08
<b>1.5 m</b>	7.59E-06	4.09E-07	2.61E-06	1.32E-07	3.31E-09	1.21E-08
<b>2 m</b>	7.89E-06	4.11E-07	2.72E-06	1.34E-07	3.44E-09	1.12E-08
<b>2.5 m</b>	7.56E-06	4.26E-07	2.60E-06	1.36E-07	3.30E-09	1.61E-08
<b>3 m</b>	6.49E-06	4.49E-07	2.23E-06	1.39E-07	2.83E-09	2.77E-08
<b>3.5 m</b>	5.59E-06	4.38E-07	1.92E-06	1.33E-07	2.44E-09	3.15E-08
<b>4 m</b>	3.87E-06	4.03E-07	1.33E-06	1.17E-07	1.69E-09	4.47E-08
<b>Dipole</b>	2.96E-06	4.69E-07	1.02E-06	1.29E-07	1.29E-09	7.21E-08
<b>Quad. 1</b>	3.58E-06	3.90E-07	1.23E-06	1.15E-07	1.56E-09	3.39E-08
<b>Quad. 2</b>	2.50E-06	5.33E-07	8.60E-07	1.53E-07	1.09E-09	4.14E-08
<b>Quad. 3</b>	1.67E-06	4.09E-07	5.73E-07	1.19E-07	7.26E-10	3.25E-08

Esta contribución es comparable a la mostrada en la Tabla 5-6 (imanes activados por neutrones del BD) en la parte recta de la línea para una hora y un día de enfriamiento, mientras que a la semana su contribución es minoritaria respecto a aquella (16% como máximo).

#### 5.3.1.4 Análisis para el tubo de la MEBT

Un análisis similar que el mostrado para el caso del tubo de la HEBT muestra nuevamente el mejor comportamiento de la opción del tubo de aluminio frente al de SS316L. El único radionucleido crítico a dosis hasta la semana de enfriamiento en el caso del Al es el Na24 (15h de vida media), frente a Mn54 (312d de vida media), Co58 (70d de vida media) y Mn56 (2.5h de vida media) para el caso del acero.

Los valores a 30cm y 100cm de los imanes tras 1 hora, 1 día y una semana de enfriamiento se dan en la Tabla 5-9 y Tabla 5-10 para la longitud de la MEBT. En ambos casos y considerando las distancias de 100 y 30cm, para una hora y un día de enfriamiento la contribución del tubo no es relevante en comparación con

la debida a la propia MS. Para una semana de enfriamiento, el acero suma 9 o ~3  $\mu\text{Sv/h}$  (dependiendo de la distancia), mientras el aluminio apenas impone contribución alguna a este tiempo.

Tabla 5-9. Comparación de dosis residual debida al tubo de la MEBT ( $\mu\text{Sv/h}$ ), caso a 100 cm

Sv/h	1 hora		1 día		1 semana	
	SS316L	Al	SS316L	Al	SS316L	Al
<b>RFQ end</b>	2.37E-06	8.21E-07	1.90E-06	2.80E-07	1.79E-06	3.54E-10
<b>MEBT start</b>	2.78E-06	9.47E-07	2.23E-06	3.22E-07	2.09E-06	4.08E-10
<b>0.21 meter</b>	3.11E-06	1.05E-06	2.50E-06	3.58E-07	2.35E-06	4.53E-10
<b>0.42 meter</b>	3.38E-06	1.13E-06	2.70E-06	3.85E-07	2.54E-06	4.88E-10
<b>0.63 meter</b>	3.59E-06	1.20E-06	2.88E-06	4.08E-07	2.71E-06	5.16E-10
<b>0.84 meter</b>	3.65E-06	1.21E-06	2.92E-06	4.13E-07	2.75E-06	5.23E-10
<b>1.05 meter</b>	3.63E-06	1.20E-06	2.92E-06	4.10E-07	2.75E-06	5.19E-10
<b>1.26 meter</b>	3.54E-06	1.16E-06	2.85E-06	3.97E-07	2.68E-06	5.02E-10
<b>MEBT end</b>	3.35E-06	1.10E-06	2.69E-06	3.74E-07	2.53E-06	4.74E-10
<b>SRF start</b>	1.75E-06	5.73E-07	1.40E-06	1.95E-07	1.32E-06	2.47E-10

Tabla 5-10. Comparación dosis residual debida al tubo de la MEBT ( $\mu\text{Sv/h}$ ), caso a 30 cm

Sv/h	1 hora		1 día		1 semana	
	SS316L	Al	SS316L	Al	SS316L	Al
<b>RFQ end</b>	5.05E-06	1.89E-06	4.02E-06	6.44E-07	3.78E-06	8.15E-10
<b>MEBT start</b>	6.72E-06	2.50E-06	5.34E-06	8.49E-07	5.02E-06	1.08E-09
<b>0.21 m</b>	8.12E-06	2.98E-06	6.46E-06	1.01E-06	6.08E-06	1.28E-09
<b>0.42 m</b>	9.91E-06	3.50E-06	7.92E-06	1.19E-06	7.45E-06	1.51E-09
<b>0.63 m</b>	1.14E-05	3.89E-06	9.10E-06	1.33E-06	8.58E-06	1.68E-09
<b>0.84 m</b>	1.20E-05	4.08E-06	9.61E-06	1.39E-06	9.05E-06	1.76E-09
<b>1.05 m</b>	1.21E-05	4.13E-06	9.69E-06	1.41E-06	9.13E-06	1.78E-09
<b>1.26 m</b>	1.17E-05	3.98E-06	9.35E-06	1.36E-06	8.81E-06	1.72E-09
<b>MEBT end</b>	1.09E-05	3.65E-06	8.67E-06	1.24E-06	8.18E-06	1.58E-09
<b>SRF start</b>	3.60E-06	1.21E-06	2.89E-06	4.11E-07	2.72E-06	5.20E-10

### 5.3.1.5 Análisis para el *scraper* de la HEBT

Para este análisis se consideran Cu y Al como materiales candidatos para el *scraper*, situándolo en el laberinto y cerca del tapón de plomo, aguas arriba a éste. La deposición de potencia considerada corresponde a una desfocalización del haz con apertura del 15% [15], significando  $\sim 114$  W o  $125 \cdot 10^{-4}$  mA. Los resultados son escalables para menores intensidades a la seleccionada.

Para el caso del Cu, los valores máximos en el laberinto (muy cerca del *scraper*) y en la sala del acelerador (muy cerca del último imán y del muro), son 10000-25, 5000-17 y 4000-14  $\mu\text{Sv/h}$  para una hora, un día y una semana de enfriamiento, respectivamente. Dichos valores son superiores a los límites, si bien una reducción de la intensidad perdida reduciría las dosis. Los radionucleidos responsables son Cu64, Zn63, Zn65, siendo este último el único responsable a la semana. La Figura 5.15 muestra los mapas de dosis para los distintos tiempos de enfriamiento.

En el caso del Al, los valores son ahora 5000-30, 1700-10 y 2.5-0.02  $\mu\text{Sv/h}$  para una hora, un día y una semana de enfriamiento, respectivamente. La mejoría con respecto a la opción del Cu es más apreciable a la semana de enfriamiento, debido a los radionucleidos predominantes en cada caso. El único radionucleido crítico a los tres tiempos estudiados es el Na24 (vida media de 14.95h), saturándose su producción a los pocos días de irradiación. La Figura 5.16 muestra los mapas de dosis para los distintos tiempos de enfriamiento.

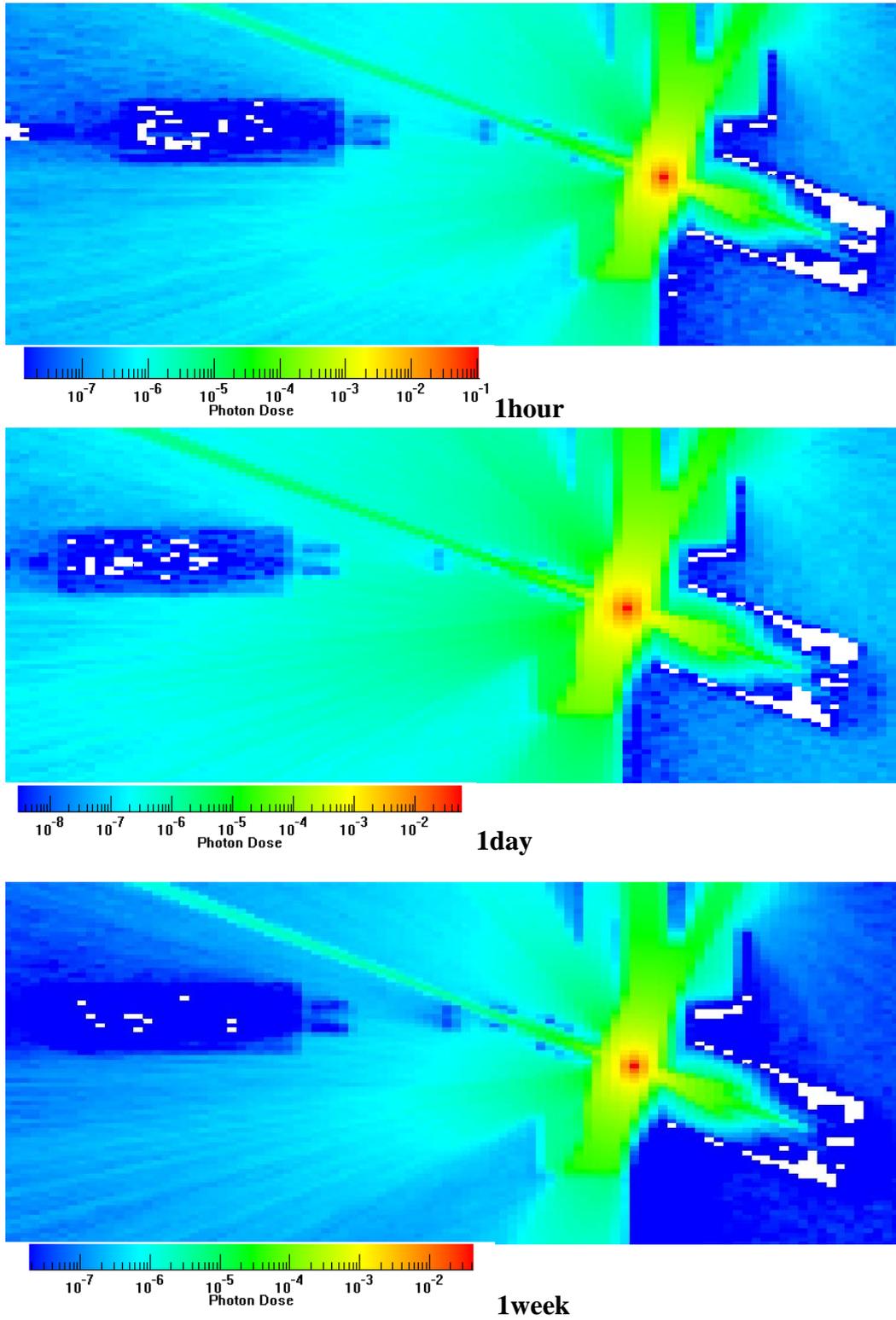


Figura 5.15 Mapas de dosis residual debido a la activación por deuterones del scraper de la HEBT, caso Cu (Sv/h)

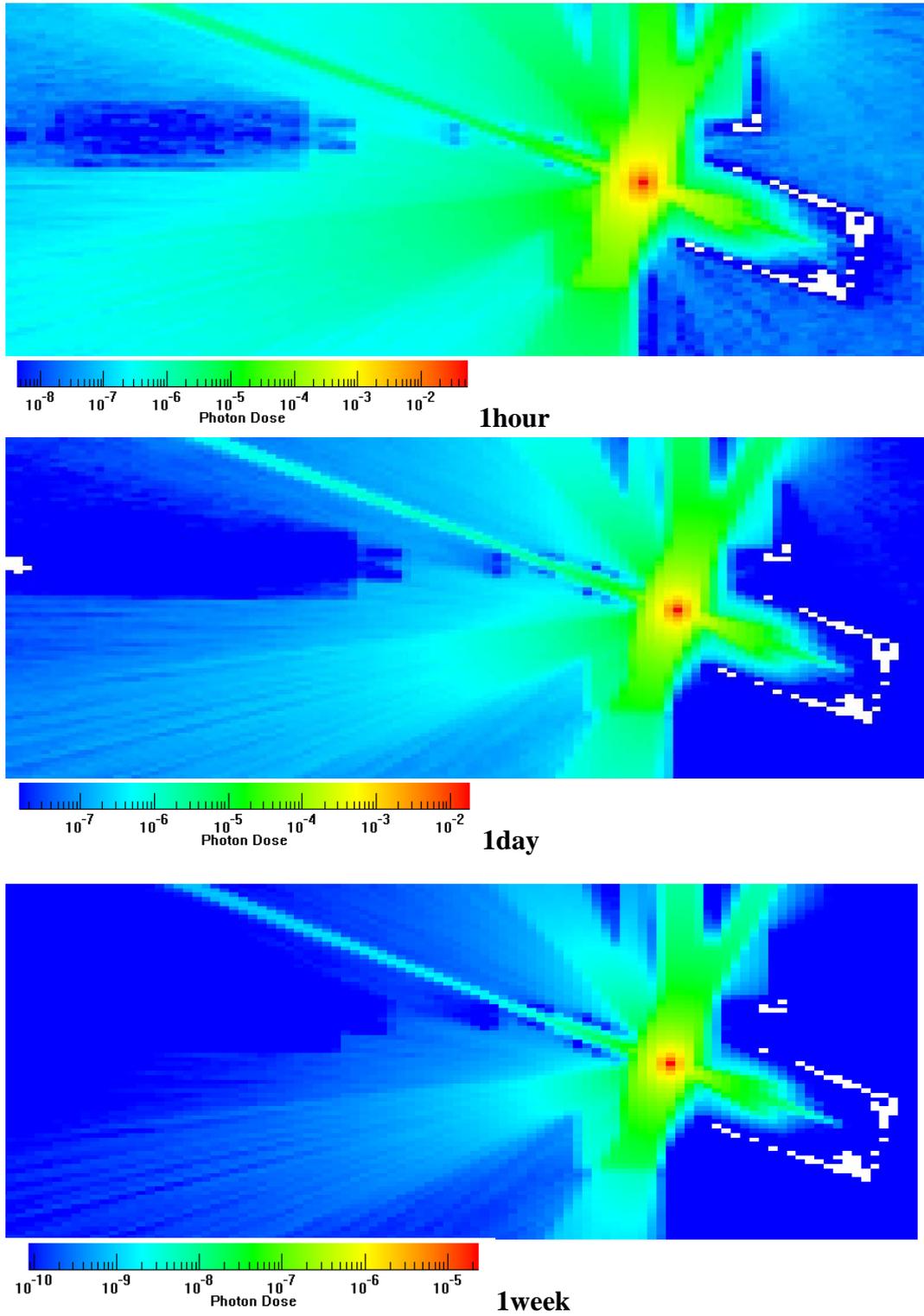


Figura 5.16 Mapas de dosis residual debido a la activación por deuterones del *scraper* de la HEBT, caso Al (Sv/h)

En la Tabla 5-11 y Tabla 5-12 se dan los valores a 100 y 30 cm de distancia de esta contribución en la parte del acelerador, comparándose las dos opciones para el material del *scraper*. La opción del Al es más ventajosa ya desde el día de enfriamiento y mucho más notable a la semana, mientras que a la hora es menos favorable sólo cerca del muro.

**Tabla 5-11. Comparación entre materiales de las dosis residuales debidas al *scraper* de la HEBT ( $\mu\text{Sv/h}$ ), caso a 100 cm**

Sv/h	1 hora		1 día		1 semana	
	Cu	Al	Cu	Al	Cu	Al
<b>SRF end</b>	5.09E-06	3.11E-06	2.87E-06	1.07E-06	2.18E-06	1.36E-09
<b>Start HEBT</b>	6.54E-07	3.38E-07	3.55E-07	1.16E-07	2.73E-07	1.41E-10
<b>0.5 m</b>	3.89E-06	2.53E-06	2.31E-06	8.66E-07	1.68E-06	1.08E-09
<b>1 m</b>	1.01E-06	6.19E-07	5.41E-07	2.11E-07	4.42E-07	2.73E-10
<b>1.5 m</b>	1.00E-06	3.99E-07	5.29E-07	1.34E-07	3.47E-07	1.81E-10
<b>2 m</b>	9.48E-07	5.15E-07	5.05E-07	1.78E-07	3.93E-07	2.22E-10
<b>2.5 m</b>	1.18E-06	6.56E-07	6.25E-07	2.22E-07	5.07E-07	2.92E-10
<b>3 m</b>	1.41E-06	9.04E-07	8.45E-07	3.07E-07	6.49E-07	3.88E-10
<b>3.5 m</b>	1.52E-06	1.08E-06	9.31E-07	3.67E-07	7.13E-07	4.78E-10
<b>4 m</b>	2.04E-06	1.34E-06	1.13E-06	4.58E-07	9.32E-07	5.88E-10
<b>Dipole</b>	2.14E-06	1.54E-06	1.27E-06	5.21E-07	1.04E-06	6.71E-10
<b>Quad. 1</b>	4.65E-06	6.85E-06	3.21E-06	2.34E-06	2.64E-06	2.99E-09
<b>Quad. 2</b>	6.49E-06	9.09E-06	4.56E-06	3.11E-06	3.79E-06	3.97E-09
<b>Quad. 3</b>	6.79E-06	9.60E-06	4.54E-06	3.27E-06	3.95E-06	4.17E-09

De las dos figuras y dos tablas de esta subsección, se comprueba el efecto del “chorro” de fotones que se transmite hacia la sala del acelerador a través de la apertura del tubo del haz del muro delgado frontal del laberinto. Cerca del muro norte en donde colisiona, la contribución del “chorro” es de 3, 1.8 y 1.3  $\mu\text{Sv/h}$  en el peor caso para cada tiempo de enfriamiento estudiado, respectivamente.

**Tabla 5-12. Comparación entre materiales de las dosis residuales debidas al *scraper* de la HEBT ( $\mu\text{Sv/h}$ ), caso a 30 cm**

Sv/h	1 hora		1 día		1 semana	
	Cu	Al	Cu	Al	Cu	Al
<b>SRF end</b>	5.09E-07	2.75E-07	2.65E-07	9.38E-08	1.83E-07	1.18E-10
<b>Start HEBT</b>	3.82E-07	2.04E-07	2.42E-07	6.90E-08	1.76E-07	8.21E-11
<b>0.5 m</b>	5.44E-07	3.14E-07	2.97E-07	1.07E-07	2.05E-07	1.37E-10
<b>1 m</b>	7.19E-07	3.07E-07	3.06E-07	1.05E-07	2.42E-07	1.39E-10
<b>1.5 m</b>	6.64E-07	3.47E-07	3.32E-07	1.19E-07	2.14E-07	1.57E-10
<b>2 m</b>	8.68E-07	4.77E-07	4.58E-07	1.64E-07	3.63E-07	2.03E-10
<b>2.5 m</b>	7.88E-06	4.98E-06	4.56E-06	1.70E-06	3.43E-06	2.16E-09
<b>3 m</b>	1.20E-06	7.54E-07	6.89E-07	2.58E-07	5.12E-07	3.29E-10
<b>3.5 m</b>	1.49E-06	7.41E-07	7.83E-07	2.53E-07	5.69E-07	3.24E-10
<b>4 m</b>	1.54E-06	1.00E-06	9.93E-07	3.41E-07	7.62E-07	4.52E-10
<b>Dipole</b>	1.68E-06	1.10E-06	1.10E-06	3.73E-07	8.17E-07	5.05E-10
<b>Quad. 1</b>	4.60E-06	3.44E-06	2.78E-06	1.18E-06	2.38E-06	1.51E-09
<b>Quad. 2</b>	8.38E-06	8.53E-06	5.37E-06	2.91E-06	4.44E-06	3.69E-09
<b>Quad. 3</b>	1.93E-05	2.73E-05	1.34E-05	9.30E-06	1.14E-05	1.19E-08

### 5.3.2 Contribución debida a los blindajes

Los resultados se dividen en tres secciones: i) la activación del techo, suelo y muros de hormigón que conforman la sala del acelerador (considerando solo los 20 primeros centímetros que dan a la sala, por ser los más contribuyentes), ii) solo los muros locales frontales del BD (todo el espesor), y iii) el tapón y corona de plomo.

Para una correcta caracterización espacial de las fuentes de fotones residuales, la longitud de los muros norte y sur se han dividido longitudinalmente en varias partes y su espesor en varios espesores (cada 10 cm los primeros 80 cm de muro que dan a la sala y luego una única capa con los 70 cm restantes de muro), como se muestra en la Figura 5.17. El suelo y techo se han dividido solo en profundidad con el mismo criterio anterior. Se ha considerado hormigón convencional JAEA.

Respecto a los muros frontales del BD, un área limitada de cada uno de los muros de 20 y 60 cm de espesor que son atravesados por la línea del haz, se ha dividido

en cilindros concéntricos de 10 cm de espesor (ver detalle derecho de la Figura 5.17) para una mejor caracterización espacial de la fuente de fotones en este muro. Para estos cilindros del muro más grueso se han considerado dos hormigones distintos: convencional JAEA y baritado. Para las restantes partes de los muros se ha usado hormigón convencional JAEA. Esta composición distinta en esta zona se ha usado como optimización del blindaje para los fotones que vienen del BD [16] [20].

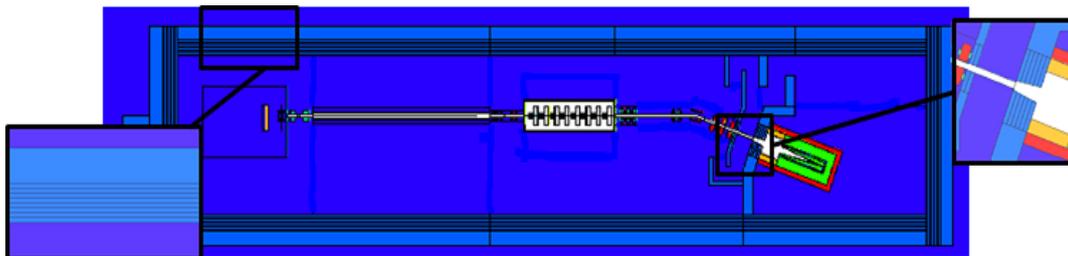


Figura 5.17 Divisiones en los muros de hormigón

El detalle del tapón y la corona de plomo se muestran en la Figura 5.18, donde las partes gris oscuro corresponden a los muros de hormigón.

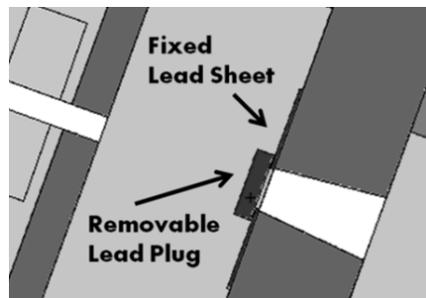


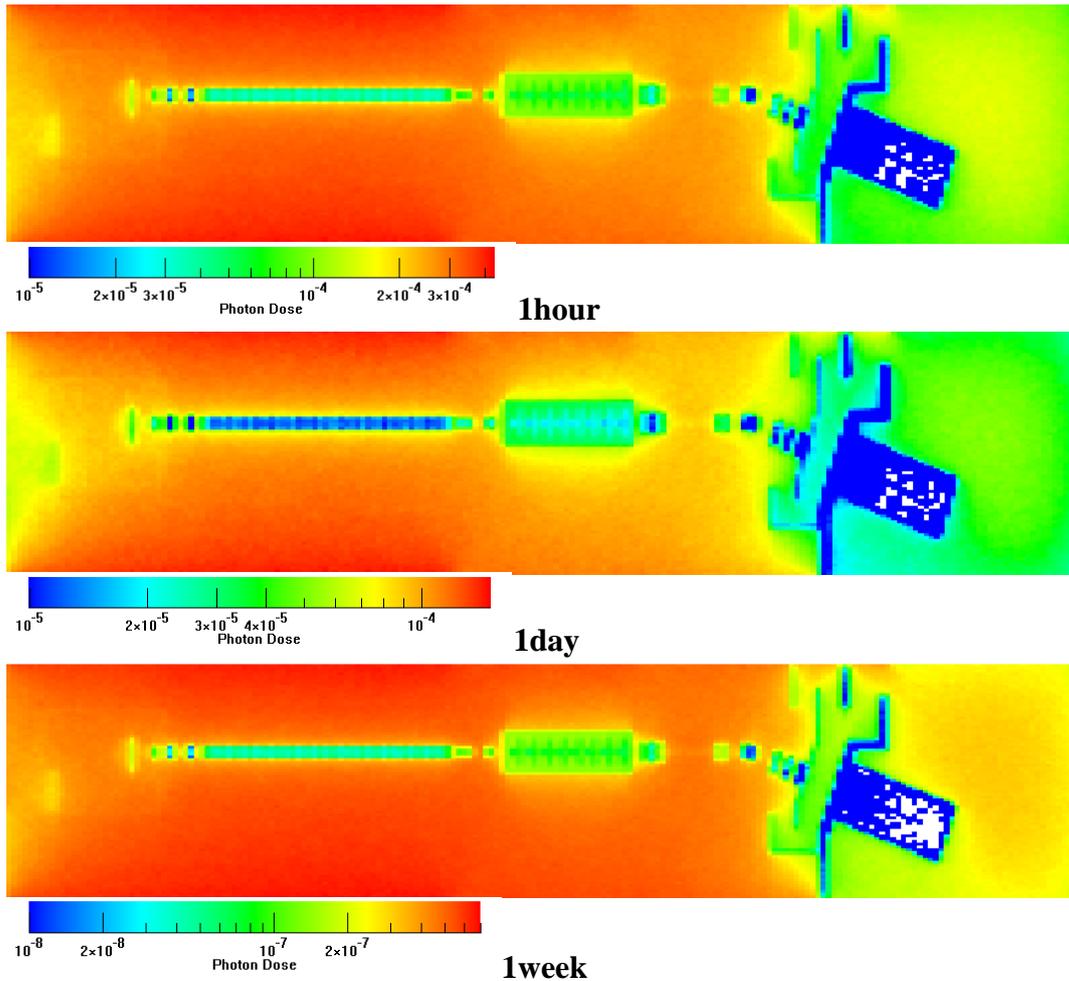
Figura 5.18 Detalle de la ubicación del tapón y corona de plomo

### 5.3.2.1 Muros, suelo y techo de la sala principal

La Figura 5.19 muestra el mapa de dosis dentro de la sala del acelerador debido a esta contribución para los tres tiempos de enfriamiento considerados en el estudio. El máximo de dosis es  $\sim 450 \mu\text{Sv/h}$  a 1 hora de enfriamiento, mientras que a 1 día es  $\sim 150 \mu\text{Sv/h}$ , ambos valores en el área del RFQ y cercano a los muros. A 1 semana tras la parada las dosis están por debajo de  $1 \mu\text{Sv/h}$  en toda la sala. Las altas dosis durante los primeros días de enfriamiento se deben principalmente al

Na<sup>24</sup> (14.95 h de vida media) producido por captura neutrónica por el Na presente en la composición inicial del hormigón empleado. El uso de un hormigón de bajo contenido en Na [122] reduciría estas tasas de dosis.

Las dosis debidas a esta contribución en la parte central del laberinto son de ~70  $\mu\text{Sv/h}$  a la hora de enfriamiento, ~25  $\mu\text{Sv/h}$  a 1 día y casi 0.3  $\mu\text{Sv/h}$  a la semana.



**Figura 5.19** Mapa de dosis residual incluyendo solo muros, suelo y techo que definen la sala del acelerador (Sv/h)

La Figura 5.20 muestra la comparación de dosis debida a esta contribución a las distancias de 30 y 100 cm desde los componentes del acelerador para los distintos tiempos de enfriamiento, mostrándose que son muy parecidas para ambas distancias.

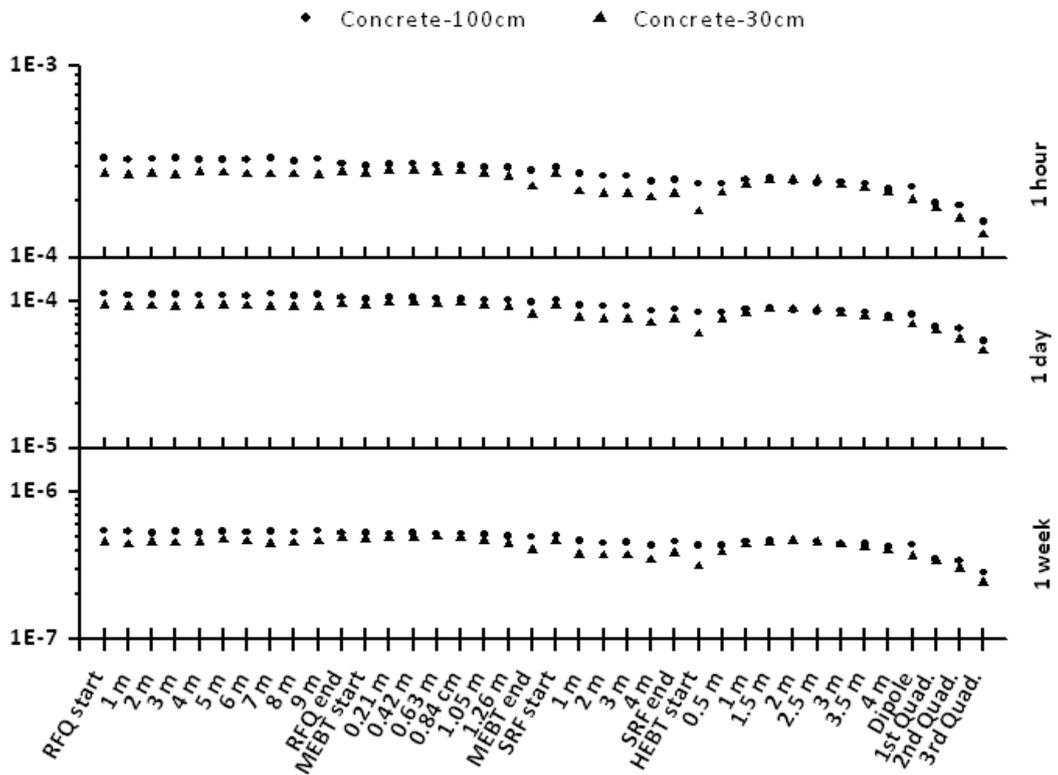


Figura 5.20 Comparación de dosis residual a lo largo del acelerador debida a los muros, suelo y techo (Sv/h)

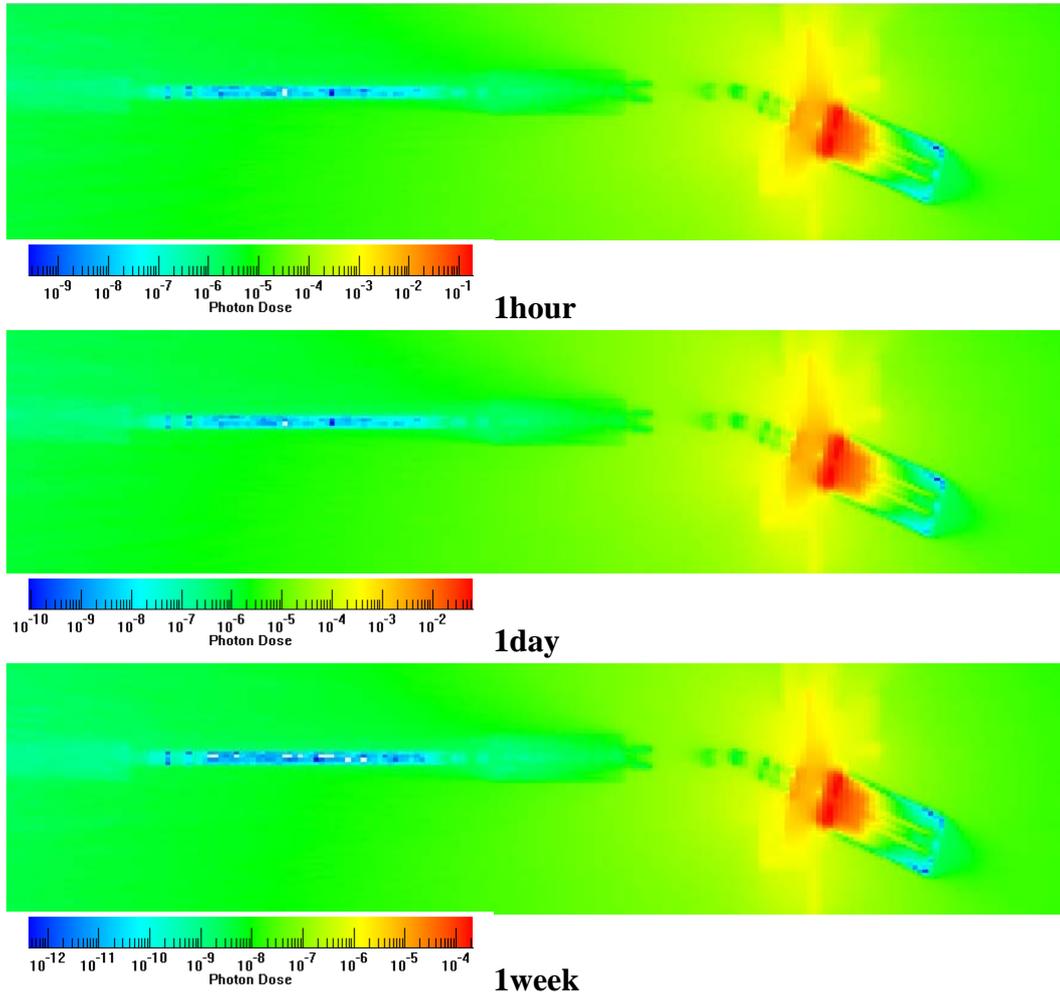
### 5.3.2.2 Muros frontales de la sala del BD

Los resultados para esta contribución se dividen en función de la composición del hormigón empleado en la corona frontal del muro más grueso y en el resto del muro: todo convencional JAEA y JAEA+baritado.

#### 5.3.2.2.1 Opción de todo convencional JAEA

La tasa de dosis máxima es  $\sim 7$  mSv/h a 1 hora tras la parada del acelerador en el laberinto del BD y  $\sim 1.5$  mSv/h cerca del imán final de la HEBT, mientras que a 1 día de enfriamiento es  $\sim 2$  mSv/h y varios centenares de  $\mu$ Sv/h, respectivamente. A 1 semana de enfriamiento los valores son  $\sim 10$   $\mu$ Sv/h y unos pocos  $\mu$ Sv/h. La Figura 5.21 ofrece los mapas de dosis para los tres tiempos de enfriamiento estudiados. El Na24 es el radionucleido responsable de las altas dosis en los primeros días de enfriamiento.

La influencia de estos muros en la parte del acelerador supone casi  $12.5 \mu\text{Sv/h}$  en la mitad del RFQ para 1 hora de enfriamiento.

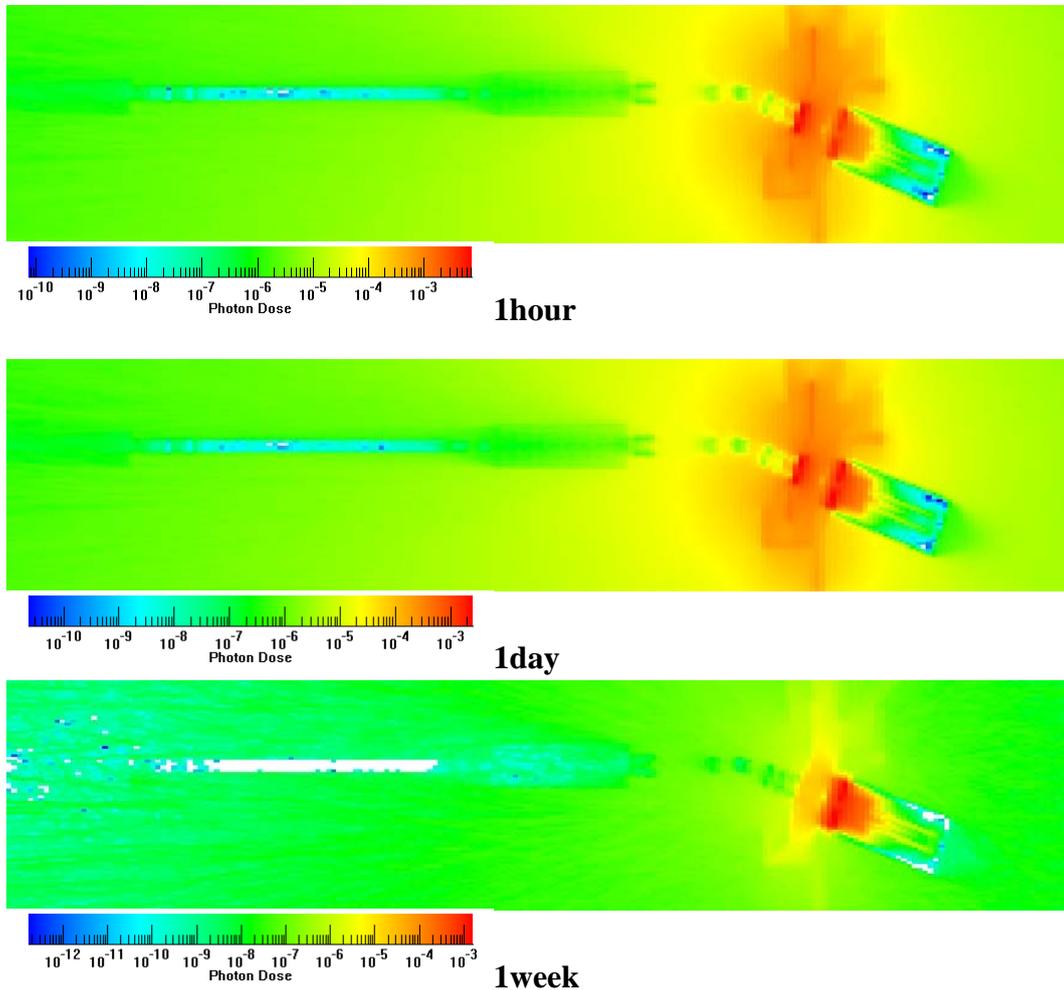


**Figura 5.21** Mapa de dosis residual incluyendo solo las pantallas frontales del BD, con hormigón JAEA (Sv/h)

### 5.3.2.2.2 Opción de convencional JAEA y baritado

En el caso de usar hormigón baritado en una limitada zona del muro frontal más grueso, las dosis máximas son  $\sim 3 \text{ mSv/h}$  a 1 hora después de la parada en el laberinto del BD y casi  $1 \text{ mSv/h}$  cerca el ultimo imán de la HEBT, mientras que a 1 día de enfriamiento es casi  $1 \text{ mSv/h}$  y  $300 \mu\text{Sv/h}$ , respectivamente. A 1 semana de enfriamiento los valores son  $\sim 20 \mu\text{Sv/h}$  y  $1.5 \mu\text{Sv/h}$ , respectivamente. La Figura 5.22 muestra los mapas correspondientes. Los radionucleidos  $\text{Na}^{24}$  y  $\text{Ba}^{131}$  son ahora los responsables de las dosis.

La influencia de estos muros sobre la longitud del acelerador es de casi  $12.5 \mu\text{Sv/h}$  en la mitad de la MEBT.



**Figura 5.22** Mapa de dosis residual incluyendo solo las pantallas frontales del BD, con hormigones JAEA y baritado (Sv/h)

Esta opción mejora ligeramente la anterior opción de usar solo hormigón convencional JAEA, solo empeorando a la semana dentro del laberinto aunque cumpliendo ampliamente la limitación de dosis en él debido a esta contribución.

### 5.3.2.3 Tapón y corona de plomo

La contribución del tapón y la corona de plomo se ha comprobado que no impone restricción alguna a los resultados mostrados para los otros blindajes, recordando que está confinado en el laberinto del BD y en donde el límite de dosis es de  $250 \mu\text{Sv/h}$  (el tapón, aunque retraído durante operación del acelerador, se activa, al

igual que la corona). A una hora impone casi  $1.3 \mu\text{Sv/h}$ , mientras que a 1 día es  $0.6 \mu\text{Sv/h}$ , medido en las cercanías del tapón. La bajada de dosis entre 1 hora y 1 día se debe principalmente al decaimiento del  $\text{Pb}204\text{m}$  (1.14 h de vida media).

### 5.3.3 Contribución debida al BD

Para mostrar dicha contribución, ésta es, sólo material de parada del BD, se usan las opciones de SS316L y Al como material del tubo para estudiar su repercusión en la transmisión. Los valores se dan sólo para una semana de enfriamiento, siendo el  $\text{Zn}65$  el principal responsable a dosis (más detalles en [16]).

En el laberinto, las dosis máximas (cerca del tubo y aguas arriba del tapón de plomo) en el caso de usar Al son aproximadamente 300 y  $150 \mu\text{Sv/h}$  según se use solo hormigón convencional JAEA o JAEA-baritado (según lo descrito anteriormente). Si se usa SS316L, los valores son aproximadamente 250 y  $125 \mu\text{Sv/h}$ , respectivamente. Se observa cómo los valores son la mitad del otro cuando se usan los hormigones mencionados, mientras que el uso del aluminio da valores ligeramente más altos al del acero.

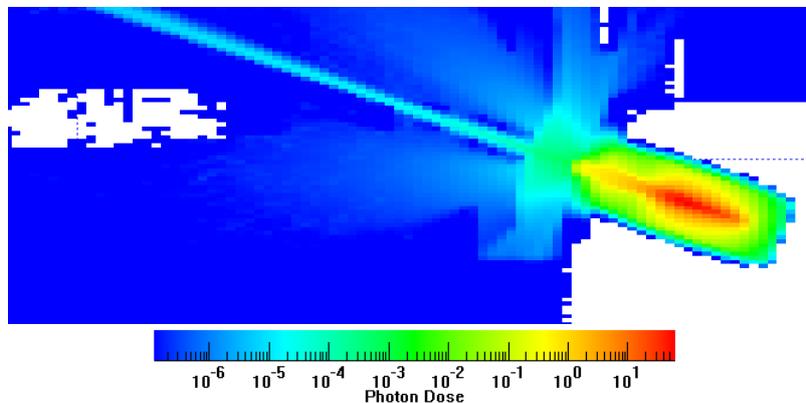
En la parte del acelerador, la comparación de las dosis usando las dos opciones de material del tubo y del muro grueso del blindaje frontal del BD se resume en la Tabla 5-13 y Tabla 5-14, para 100 cm y 30 cm de distancia, respectivamente. Para ambas distancias estudiadas (100 y 30 cm), las contribuciones mayores vienen dadas por la proximidad del punto de medida con el haz y con el muro local del BD (ver Figura 5.23). El tubo de Al da mayores dosis que las debidas por el tubo de acero, mientras que la opción de hormigón JAEA+baritado reduce las dosis frente al uso exclusivo de JAEA. Esta contribución, independientemente de las opciones seleccionadas, dan dosis inferiores al límite de  $12.5 \mu\text{Sv/h}$  en la parte del acelerador.

Un hecho vislumbrado en los valores de determinadas localizaciones mostradas en las tablas anteriores es el “chorro” de fotones que viene del BD (ver Figura 5.23), el cual termina colisionando con el muro norte en la longitud del SRF-linac. Los valores de dosis en las zonas de aire interceptadas por este “chorro” varía de 16.5

a 6  $\mu\text{Sv/h}$  aproximadamente (cerca de los dos imanes anteriores al dipolo y pegado al muro, respectivamente) en el peor caso. Este hecho debe ser tenido en cuenta en tareas de mantenimiento y desmantelamiento, ya sea a través de un posible diseño de un segundo tapón de plomo en el muro delgado del BD o alguna otra solución como el efectuar las tareas desde el otro lado de la línea. La contribución de este “chorro” es mayor a la mostrada para el caso del *scraper* de la HEBT.

**Tabla 5-13. Comparación de dosis residual debida al BD en la parte del acelerador, caso a 100 cm**

Sv/h	JAEA		JAEA+baritado	
	SS316L	Al	SS316L	Al
<b>SRF end</b>	6.87E-06	9.42E-06	6.83E-06	9.41E-06
<b>Start HEBT</b>	9.70E-08	9.05E-08	5.44E-08	4.85E-08
<b>0.5 m</b>	6.12E-06	8.85E-06	5.81E-06	8.33E-06
<b>1 m</b>	4.76E-07	1.32E-06	4.25E-07	1.37E-06
<b>1.5 m</b>	1.41E-07	1.76E-07	4.55E-08	9.07E-08
<b>2 m</b>	1.60E-07	1.61E-07	6.10E-08	5.34E-08
<b>2.5 m</b>	1.90E-07	1.93E-07	6.63E-08	5.90E-08
<b>3 m</b>	2.27E-07	2.70E-07	6.60E-08	9.58E-08
<b>3.5 m</b>	4.17E-07	3.65E-07	8.29E-08	8.43E-08
<b>4 m</b>	4.42E-07	5.23E-07	1.01E-07	1.30E-07
<b>Dipole</b>	5.28E-07	5.73E-07	1.24E-07	1.47E-07
<b>Quad. 1</b>	8.77E-07	9.77E-07	2.77E-07	3.11E-07
<b>Quad. 2</b>	1.09E-06	1.20E-06	3.23E-07	3.81E-07
<b>Quad. 3</b>	9.54E-07	1.04E-06	2.80E-07	3.19E-07



**Figura 5.23 Detalle en la sala del acelerador del haz de los fotones emitidos por el BD (Sv/h)**

Tabla 5-14. Comparación de dosis residual debida al BD en la parte del acelerador, caso a 30 cm

Sv/h	JAEA		JAEA+baritado	
	SS316L	Al	SS316L	Al
<b>SRF end</b>	4.70E-08	5.62E-08	1.08E-08	1.90E-08
<b>Start HEBT</b>	4.50E-08	3.26E-08	7.59E-09	2.23E-08
<b>0.5 m</b>	4.61E-08	6.79E-08	1.19E-08	1.74E-08
<b>1 m</b>	4.12E-08	4.55E-08	2.13E-08	1.31E-08
<b>1.5 m</b>	9.15E-08	1.15E-07	1.21E-08	2.47E-08
<b>2 m</b>	2.55E-07	3.01E-07	1.73E-07	2.28E-07
<b>2.5 m</b>	1.16E-05	1.64E-05	1.15E-05	1.61E-05
<b>3 m</b>	2.67E-07	2.60E-07	1.93E-07	1.55E-07
<b>3.5 m</b>	2.65E-07	2.89E-07	1.39E-07	1.73E-07
<b>4 m</b>	2.49E-07	3.14E-07	8.16E-08	1.55E-07
<b>Dipole</b>	2.81E-07	3.04E-07	9.37E-08	1.35E-07
<b>Quad. 1</b>	1.36E-06	1.51E-06	3.45E-07	3.91E-07
<b>Quad. 2</b>	2.32E-06	2.56E-06	7.03E-07	8.04E-07
<b>Quad. 3</b>	3.79E-06	4.23E-06	1.22E-06	1.37E-06

#### 5.3.4 Dosis residuales totales y zonas críticas

De todas las contribuciones analizadas en este capítulo y sus opciones consideradas, la Figura 5.24 y la Figura 5.25 muestran los valores máximos y mínimos que se pueden esperar a cada tiempo de enfriamiento considerado y para las distancias de 100 y 30 cm desde los componentes del acelerador, respectivamente.

Para una hora y un día de enfriamiento, son el RFQ, la MS y los hormigones los que más contribuyen, sin influir demasiado las posibles opciones estudiadas para varios de los componentes. Estas mejoras sólo son apreciables en la parte de la HEBT. Para estos dos tiempos de enfriamiento, las dosis son superiores al límite de 12.5  $\mu\text{Sv/h}$  para la sala del acelerador a cualquiera de las dos distancias.

Para una semana de enfriamiento es cuando las opciones son más interesantes, especialmente en la parte de la HEBT. Las opciones que conducen a los valores mínimos son usar hormigón baritado en el muro grueso frontal del BD y usar aluminio en los tubos y *scrapers*.

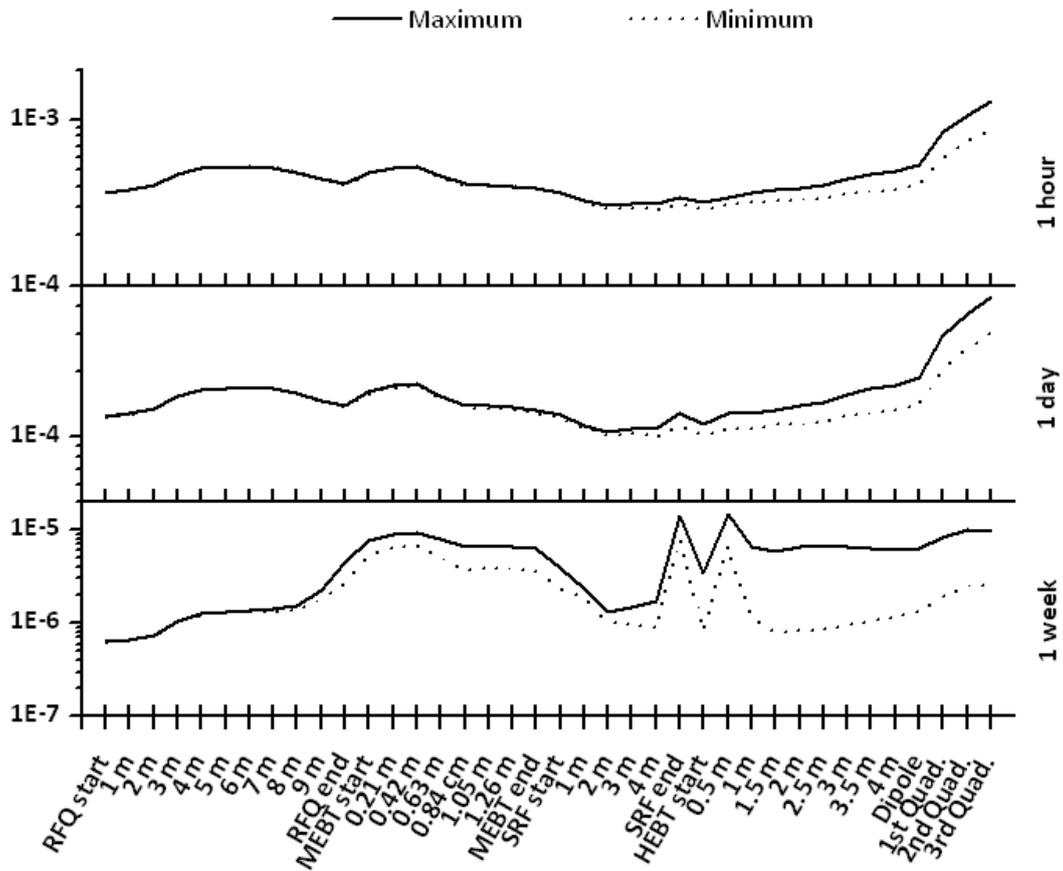


Figura 5.24 Valores máximos y mínimos de dosis residual a lo largo del acelerador, caso a 100 cm (Sv/h)

Para 100 cm de distancia, incluso los valores máximos están por debajo del límite. En el caso de 30 cm, los valores mínimos estarían por debajo del límite excepto en una reducida área en las cercanías de la MS con un valor ligeramente superior al doble del límite (resolviéndose si se empleara Al en vez de Cu para dicho *scraper*, como se menciona en la sección correspondiente) y en un punto de la HEBT debido al “chorro” de fotones que vienen del BD (que se resolvería con un segundo tapón de plomo, como se indica en la sección correspondiente). Los valores máximos a 30 cm se localizan en las cercanías de la MS y en la parte de la HEBT, con casi 3 veces el valor del límite en ambos casos.

En el caso del laberinto, a una hora y un día de enfriamiento las dosis son ampliamente superiores al límite de  $250\mu\text{Sv/h}$  con cualquier opción posible. Para

una semana, el empleo del tubo y *scraper* de Al junto con el uso de hormigón baritado son las opciones con las que se consigue estar por debajo del límite.

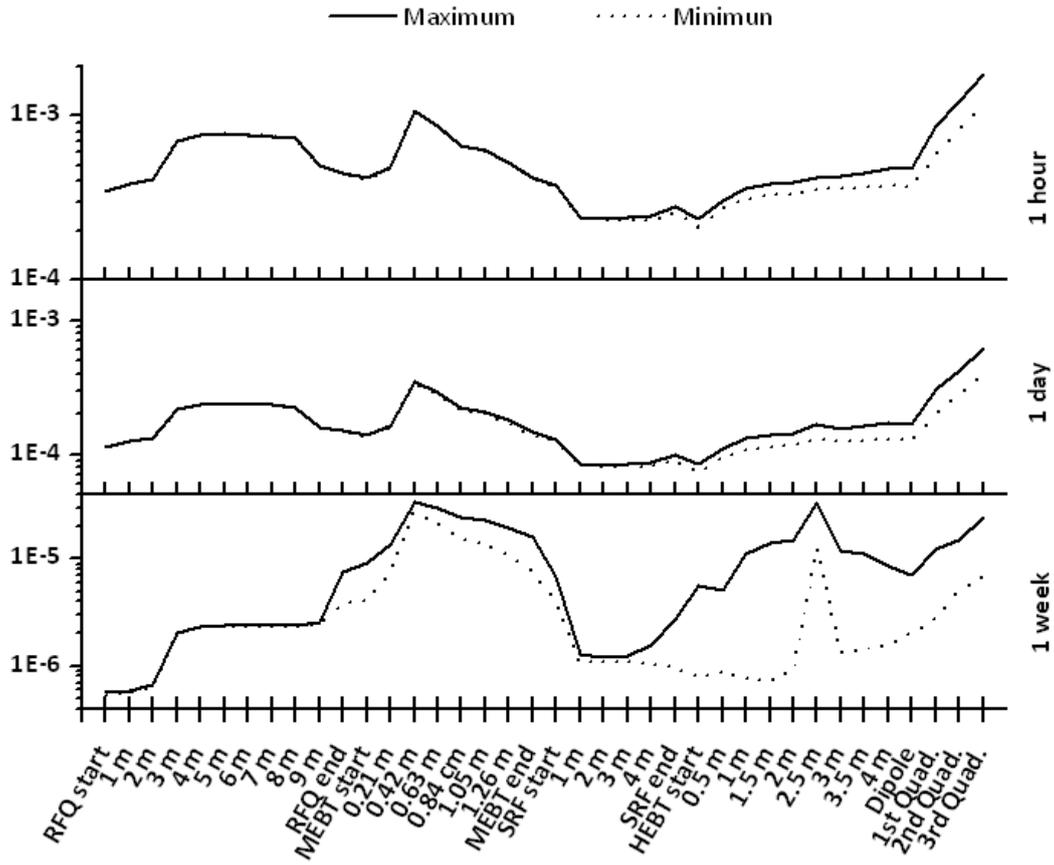


Figura 5.25 Valores máximos y mínimos de dosis residual a lo largo del acelerador, caso a 30 cm (Sv/h)

## **6. EVALUACIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS**

En este capítulo se presentan los resultados relativos a la producción de residuos radiactivos tras operación normal, sin considerar refrigerantes de ninguno de los componentes ni efluentes gaseosos. Se estudian todos los elementos del acelerador además de los blindajes de hormigón y plomo. Todo ello orientado a identificar la corriente de residuos sólidos generada en esta instalación, considerando posibles vías de gestión final.

Para esta evaluación no se tendrán en cuenta aspectos económicos, sino solamente normativa actual y la experiencia ganada por el sector nuclear.

### ***6.1. Criterios empleados para la caracterización de residuos***

Los residuos generados se clasificarán desde dos puntos de vista meramente prácticos, siendo ilustrativos para evaluar la complejidad técnica de la manipulación y operaciones con ellos:

- considerando la complejidad de las operaciones con los mismos, de acuerdo con procedimiento actualmente aceptados en el campo de la fusión [123] [124] [56]
- considerando posibles procesos y vías de gestión final realistas para los mismos, tal y como propone la Unión Europea en últimos estudios en este campo [124]

Respecto a la complejidad de operaciones con los residuos, se consideran factores como la manipulación y refrigeración de los mismos. En el caso de su manipulación, los límites para posibles opciones se basan en los límites de dosis que un trabajador o una máquina pueden tolerar cuando los manejan. En el caso de la refrigeración, se considera las necesidades para refrigerar el residuo. Las magnitudes operacionales consideradas para evaluar estos aspectos son la dosis de contacto (CD [40] [125] [126]) y el calor residual (DH). Los límites son los siguientes [123] [124] [56]:

- Manipulación manual (Hands-on Handling, HOH):  $CD < 10 \mu\text{Sv/h}$ .
- Manipulación manual con blindaje (Shielded Hands-on Handling, SHOH):  $10 \mu\text{Sv/h} < CD < 2 \text{ mSv/h}$ .
- Manipulación remota (Remote Handling, RH):  $CD > 2 \text{ mSv/h}$ .
- Sin refrigeración (No-active cooling, NC):  $DH < 10 \text{ W/m}^3$ .
- Refrigeración activa seca (Dry cooling, DC):  $10 \text{ W/m}^3 < DH < 2 \text{ kW/m}^3$ .
- Refrigeración activa húmeda (Wet cooling, WC):  $DH > 2 \text{ kW/m}^3$ .

Respecto a posibles vías de gestión final, se consideran los aspectos de reciclado y almacenamiento definitivo. Ambos conceptos usan límites de actividad para definir su aplicabilidad:

- Residuo desclasificable (Unconditional clearance, UC): si los niveles de actividad no superan los límites de desclasificación incondicional definidos en [127] [55]. Para ello se define el índice de desclasificación (CI, Clearance Index), siendo el material desclasificable si  $CI < 1$  para el conjunto de todos los radionucleidos contenidos en el material activado.
- Reciclado en fundiciones (Recycling in foundries, RF): los metales con actividades específicas de hasta  $1000 \text{ Bq/g}$  pueden aceptarse para ser usado de nuevo en la industria nuclear [124] [128].
- Almacenamiento en un enterramiento superficial según normativa americana para residuos clase C: si el índice WDR (Waste Disposal Rating) calculado a 100 años de enfriamiento es menor que 1 para el conjunto de todos los radionucleidos contenidos en el material activado, dicho residuo se puede almacenar en este tipo de instalaciones según la norma 10CFR-61 de la USNRC [129] y los límites de Fetter [130].

Merece la pena destacar que la agencia japonesa encargada de la gestión de los residuos radiactivos (NUMO, Nuclear Waste Management Organization of Japan) tiene colaboraciones con el DOE americano, de aquí el considerar esta normativa como aproximación al tema del enterramiento superficial. Otras organizaciones internacionales con las que la NUMO ha firmado acuerdos de colaboración son Posiva (Finlandia),

Nagra (Suiza), SKB (Suecia), ANDRA (Francia), NDA (Reino Unido) y KRMC (República de Corea).

Los índices anteriores CI y WDR para cada radionucleido producido se definen, de forma genérica, como el cociente entre su actividad y el límite de actividad correspondiente de cada opción:

$$\text{Índice}_i = \sum_i \frac{\text{actividad}_i}{\text{límite}_i}$$

Por otro lado y de forma más genérica, la IAEA [131] [132] considera el reciclado y almacenamiento como conceptos de clasificación, ofreciendo similitudes en el primer punto con la clasificación mostrada anteriormente. Aquí se tendrá en cuenta para complementar los criterios principales usados en el estudio (definidos anteriormente), siendo:

- Residuo exento de control nuclear (Exempt waste, EW): si los niveles de actividad no superan los límites de desclasificación incondicional definidos en [127].
- Residuo de baja y media actividad (Low and intermediate level waste, LILW): sus niveles de actividad están por encima de los límites de desclasificación y su potencia térmica es menor de 2 kW/m<sup>3</sup>. Requieren ser almacenados en repositorios superficiales o geológicos.  
 Dentro de esta clasificación están los LILW-SL (de vida corta), en donde la concentración de emisores alfa de vida larga está restringida a 400-4000 Bq/g como valor medio-máximo (aunque dichos niveles de actividad alfa consideran material de relleno- acondicionamiento, aquí se considerará sólo el residuo en bruto). Los LILW-LL (de vida larga) son los que exceden las limitaciones para nucleídos de vida larga de los LILW-SL anteriores.
- Residuo de alta actividad (High level waste, HLW): si la potencia térmica es superior a 2 kW/m<sup>3</sup> y se superan las restricciones de nucleídos de vida larga definidas para los residuos de vida corta anteriores. Requieren ser almacenados en almacenamientos geológicos profundos.

## **6.2. Producción de residuos radiactivos**

Los resultados del estudio se dividirán en dos partes principales: i) los componentes del acelerador y el BD [56], y ii) los blindajes existentes. Cada una será tratada a continuación en secciones distintas, reservando una última sección para resumir la corriente de residuos producida.

La identificación de radionucleidos críticos para cada criterio considerado en el estudio se ha realizado solamente en aquellos casos en los que el tiempo necesario para cumplirlo es mayor a una semana de enfriamiento.

Respecto a la repercusión de las impurezas, aquí se ha realizado un estudio preliminar (consultar también el Capítulo Cuarto para examinar las composiciones de los componentes). En aquellos componentes en los que las concentraciones de impurezas estaban definidas a nivel de proyecto, éstas se han incluido en los cálculos, sin realizar mayor análisis. Por otro lado, en varios de los componentes para los que aún no están definidas, se han considerado posibles concentraciones de elementos conforme a bibliografía consultada susceptible de aplicarse a cada componente. Para éstos casos, se han comparado los resultados entre considerar y no considerar las impurezas supuestas, todo ello orientado a evaluar la posible repercusión que puedan tener.

### **6.2.1 Corriente debida a los componentes del acelerador y al bloque de parada**

Los componentes del acelerador que se tienen en cuenta en el estudio son la FC, RFQ, MS, tubo e imanes de la MEBT, SRF-linac (tubo del haz, solenoides, cavidades superconductoras, blindaje electromagnético y los acopladores y cajas de transición), imanes y tubo de la HEBT y BD (cono interno, blindaje de hierro externo, blindaje de PET, cartucho y cierre interno del tanque de agua). Cada componente se tratará en una sección distinta.

En la Tabla 6-1 se resumen los volúmenes de los componentes considerados para el acelerador, suponiendo un volumen total de  $\sim 11 \text{ m}^3$  y una masa aproximada de 80 t.

**Tabla 6-1. Volúmenes de los componentes del acelerador (litros)**

<b>FC</b>		1.5
<b>RFQ</b>		750
<b>MS</b>		0.05
<b>MEBT</b>	5 Imanes (Cu/Fe)	5x(4.5/8.5)
	Tubo	1.8
<b>SRF-linac</b>	Tubo	2.2
	Solenoides (Cu/SS)	6/36
	Cavidades superconductoras	80
	Acopladores/Cajas de transición	37/48
	Blindaje electromagnético	1170
<b>HEBT</b>	3 imanes finales (Cu/Fe)	3x(28/100)
	Dipolo (Cu/Fe)	15/110
	2 imanes intermedios (Cu/Fe)	2x(9.5/23)
	3 imanes iniciales (Cu/Fe)	3x(15/51)
	Tubo	11.5
<b>BD</b>	Cono interno	6
	Blindaje de Fe	6800
	Cartucho y cierre tanque	90
	PET	1100
<b>TOTAL</b>		10977

### 6.2.1.1 FC

Este componente no impone restricción alguna desde los puntos de vista estudiados.

Desde el punto de vista operacional, NC ( $DH < 0.1 \text{ mW/m}^3$ ) y HOH ( $CD < 0.01 \text{ } \mu\text{Sv/h}$ ) son posibles desde parada.

Considerando indicadores para posibles vías de gestión final, se han obtenido valores de CI y WDR que son varios órdenes de magnitud inferior a 1, siendo su actividad específica inferior a  $0.01 \text{ Bq/g}$ .

### 6.2.1.2 RFQ

Según criterios operacionales, NC es posible desde parada ( $30 \text{ mW/m}^3$ ), mientras SHOH sería necesario durante la primera semana de enfriamiento debido

principalmente a la activación por neutrones (CD es 0.2 y 1.5 mSv/h en parada debido a la activación por deuterones y neutrones, respectivamente).

Desde el punto de vista de posibles rutas de gestión, sería desclasificable a los ~30 años tras la parada debido al Co60 producido por la activación por neutrones, mientras que la opción RF sería posible a la semana de enfriamiento. La vía del enterramiento superficial es posible al ser WDR <1 con suficiente margen.

### **6.2.1.3 MS**

Desde el punto de vista operacional, NC es prácticamente posible desde parada (30 minutos en concreto). RH es necesario durante la primera semana tras la parada debido principalmente a la activación por deuterones, mientras que HOH sería posible a los 30 años (debido al Co60 producido por neutrones).

Conforme a posibles vías de gestión final, se necesitarían 600 años para desclasificar el componente debido al Ni63 (101.2 años de vida media) producido tanto por la activación por deuterones como por la de neutrones, mientras que RF sería posible al cabo de 250 años tras la parada, también debido al Ni63. El WDR es menor que 1 con suficiente margen, resultando como única opción viable el enterramiento superficial.

### **6.2.1.4 Imanes de la MEBT**

Los cinco imanes son idénticos y están distribuidos de la siguiente manera: tres cercanos al RFQ, y dos cercanos al SRF-linac.

En el caso de las bobinas de Cu y considerando el imán más activado (el tercero cercano al RFQ y pegado a la MS), DH es 15 mW/m<sup>3</sup> en parada por lo que NC es posible (rango 2-4 mW/m<sup>3</sup> para el resto de imanes). Casi 1 semana de enfriamiento (al menos dos días para el resto de imanes) sería necesario para alcanzar HOH, requiriendo SHOH hasta entonces (CD es 0.75 mSv/H en parada). Respecto a posibles vías de gestión, se necesitarían 30 años para desclasificar debido al Co60 producido (rango 4-20 años para el resto de imanes), mientras que RF es posible a la semana tras la parada (rango 1-2 días para el resto de imanes).

El enterramiento superficial es posible para todos los imanes, siendo el WDR menor que 1 con amplio margen.

Para el caso de los núcleos de Fe y considerando el imán más activado, NC es posible en parada al ser DH  $\sim 1 \text{ mW/m}^3$  (menor a este valor para el resto de imanes). HOH es posible tras 2 años de enfriamiento (rango 0-1 año para el resto de imanes) debido al Mn54, requiriendo SHOH entre tanto al ser CD 0.2 mSv/h en parada. La desclasificación sería posible tras 10 años de enfriamiento (rango  $\sim 6-8$  años para el resto de imanes) debido al Mn54, mientras que RF sería posible en parada ( $\sim 400 \text{ Bq/g}$  como máximo). La opción de enterramiento superficial es admisible para todos los imanes al ser WDR menor que 1 con amplio margen.

Como cálculos adicionales para los núcleos de Fe de los imanes y relacionado con el aspecto de las impurezas, se han considerado los siguientes elementos adicionales (% en peso): C (0.15), Si (0.1), Mn (0.6), P (0.04) y S (0.05). Dichas concentraciones corresponden a hierros que cumplen con las normas SAE 1001-1010, que son hierros aptos para aplicaciones en imanes [106] por sus propiedades magnéticas.

La presencia de dichos elementos incrementaría los valores de las magnitudes de referencia, pero ninguna cambiaría significativamente los resultados anteriores. Sólo los imanes que admiten HOH en parada cuando se considera Fe puro requerirían ahora varias horas de enfriamiento para cumplir dicha condición, debido al Mn56 producido al añadir Mn.

#### **6.2.1.5 Tubo de la MEBT**

Se consideraran las dos opciones de material estudiadas en el capítulo anterior para el tubo: SS316L y Al puro.

En el caso del acero, se requeriría SHOH durante los primeros 6 meses de enfriamiento (CD es  $\sim 35 \mu\text{Sv/h}$  en parada), momento en el que se alcanzan condiciones de HOH, mientras NC es posible en parada al ser DH de  $10 \text{ mW/m}^3$ . Respecto a posibles vías de gestión final, la desclasificación sería posible a los 36 años después de la parada (debido al Co60), mientras que RF sería

factible tras 7-8 meses de enfriamiento. El WDR es menor que 1 por amplio margen, lo que posibilita la opción de enterramiento superficial.

Para la opción del Al, SHOH sería necesario durante el primer día de enfriamiento (CD  $\sim 70 \mu\text{Sv/h}$  en parada), mientras NC sería posible en parada (DH  $\sim 10 \text{ mW/m}^3$ ). Las opciones de desclasificación se alcanzan a la semana tras la parada, mientras que RF sería posible al día de enfriamiento. La opción de enterramiento superficial es posible al tener un WDR menor que 1 por amplio margen.

Se aprecia que la opción del Al es más ventajosa que la del acero en términos temporales.

### **6.2.1.6 SRF-linac**

Los componentes que se han considerado para el estudio son: tubo, solenoides, cavidades superconductoras, acopladores, cajas de transición y blindaje electromagnético.

#### **6.2.1.6.1 Tubo**

Desde el punto de vista operacional, NC es posible en parada con DH  $\sim 40 \text{ mW/m}^3$ . SHOH sería necesario durante el primer año tras la parada, principalmente debido al Mn54 y Co57 producidos por la activación por deuterones.

Considerando posibles vías de gestión final, la desclasificación sería posible tras 25 años de enfriamiento debido al Co60 producido por la activación por deuterones, mientras que RF sería posible al cuarto año después de parada. El WDR es menor que 1 con amplio margen, lo que abre la opción del enterramiento superficial.

#### **6.2.1.6.2 Solenoides**

Los resultados se dan para el conjunto de los 8 solenoides, diferenciando entre las partes de cobre (bobinas) y de acero (núcleo).

Considerando solamente las piezas de cobre, NC es posible en parada, mientras que HOH es también posible en parada ( $2 \mu\text{Sv/h}$ ). Estas piezas serían aptas para RF (actividad másica de  $\sim 50 \text{ Bq/g}$ ) y desclasificación en parada, siendo también posible el enterramiento superficial al ser WDR menor que 1 por amplio margen.

Para las piezas de acero sólo, los valores de DH y CD son similares a los de las piezas de cobre, siendo aplicables los comentarios anteriores. La única diferencia está en la opción de desclasificación, necesitando 3 años de enfriamiento para cumplir los requisitos necesarios (debido al Mn54 y Co60).

#### **6.2.1.6.3 Cavidades superconductoras**

Para este estudio, la composición de las cavidades de Nb es la siguiente [106] [105] (% en peso): Nb >99.9, Ta 0.05, W 0.007, Ti 0.004, 0.003 para Si, Fe y Ni, 0.001 para O, N y C, 0.005 para Mo, Zr y Hf, 0.0002 para H. Los resultados se dan para el conjunto de las 8 cavidades.

Desde el punto de vista operacional, las opciones de NC y HOH son posibles en parada al ser  $1 \text{ mW/m}^3$  y  $\sim 0.1 \mu\text{Sv/h}$  el DH y CD respectivamente.

Considerando vías de gestión final, la desclasificación sería posible en el cuarto mes tras la parada (debido al Ta182), mientras que RF sería posible en parada (actividad másica  $\sim 10 \text{ Bq/g}$ ). La opción de enterramiento superficial es también viable al ser WDR menor que 1 por amplio margen.

#### **6.2.1.6.4 Acopladores y cajas de transición**

Considerando criterios operacionales, ambos componentes admiten NC y HOH en parada al ser el DH menor de  $1 \text{ mW/m}^3$  y CD es  $\sim 1 \mu\text{Sv/h}$  para ambos componentes.

Desde el punto de vista de gestión final, la desclasificación sería posible prácticamente en parada para las cajas de transición mientras que se necesitarían 7 meses aproximadamente para los acopladores (debido principalmente al Mn54, y en menor medida a algunos radionucleidos con  $CI < 1$  como Co58 y Co60). La

opción de RF es viable en parada para ambos componentes, con una actividad másica de aproximadamente 3 Bq/g en ambos casos. El enterramiento superficial es también viable para ambos componentes, siendo el WDR menor que 1 con amplio margen.

#### **6.2.1.6.5 Blindaje electromagnético**

Desde el punto de vista operacional, las opciones de NC y HOH son posible en parada, al ser menor de 1 mW/m<sup>3</sup> el DH y de ~0.5 μSv/h la CD.

Considerando rutas de gestión, se podría desclasificar prácticamente en parada, mientras que RF sería posible en parada con una actividad másica de ~3 Bq/g. El enterramiento superficial es posible al ser el WDR menor que 1 por amplio margen.

#### **6.2.1.7 Imanes de la HEBT**

Los imanes de la HEBT se componen de un total de 8 unidades distribuidas de la manera siguiente: cinco situados entre el SRF-linac y el dipolo, el propio dipolo, y tres imanes finales cercanos al BD. Cada uno tiene las bobinas de Cu y los núcleos de Fe.

Se han considerado para activación de estos imanes tanto los neutrones provenientes del BD como los generados por las pérdidas en el tubo de acero. La práctica totalidad de los valores de las respuestas presentadas se deben a la activación producida por los neutrones que vienen del BD.

Como estudio complementario y relacionados con el aspecto de las impurezas, para los núcleos de Fe se considerarán elementos adicionales conforme a la norma SAE 1001-1010, al igual que se hizo para el caso de los imanes de la MEBT.

##### **6.2.1.7.1 Los tres imanes pegados al BD**

Considerando las bobinas de Cu y el imán más activado, el DH es ~80 mW/m<sup>3</sup> en parada siendo posible NC (también para el resto de imanes), pero RH sería

necesario durante el primer día de enfriamiento y alcanzando condiciones de HOH a la semana (SHOH para el resto de imanes en parada). La desclasificación sería posible a los 16 años tras la parada debido al Co60 producido (3 y 7 años para el resto de imanes), mientras RF sería factible a la semana (2 días para el resto). La opción de enterramiento superficial es posible al ser el WDR menor que 1 por amplio margen.

En el caso de los núcleos de Fe y considerando el imán más activado, DH es menor que  $1 \text{ mW/m}^3$  en parada, permitiendo NC. SHOH sería necesario durante los 5-6 primeros meses tras la parada debido al Mn54 y Fe59 (HOH es posible para el resto de imanes en parada). La desclasificación sería posible en el rango 5-8 años tras la parada debido al Mn54 para todos los imanes, mientras que RF es posible en parada para todos ellos. El WDR es menor que 1 en amplio margen para todos los imanes, permitiendo su almacenamiento en un enterramiento superficial.

Lo más destacado de añadir a los núcleos de Fe los elementos mencionados conforme a las normas SAE citadas radica en necesitar SHOH durante los primeros 1-2 días de enfriamiento para aquellos imanes que permitían HOH en parada cuando se consideraba Fe puro.

#### **6.2.1.7.2 Dipolo**

Para el caso de las bobinas de Cu, NC es posible en parada al ser  $DH \sim 5 \text{ mW/m}^3$ , siendo SHOH necesario durante los 3 primeros días de enfriamiento. La desclasificación sería posible a los 9 años tras la parada (debido al Co60), mientras que RF lo sería tras 2 días de enfriamiento. El enterramiento es posible al tener el WDR menor que 1 por amplio margen.

Considerando el núcleo de Fe, DH es menor que  $1 \text{ mW/m}^3$  y CD es  $6 \text{ } \mu\text{Sv/h}$  en parada, permitiendo NC y HOH. La desclasificación es posible tras 6 años de enfriamiento, mientras que RF es posible en parada. El enterramiento superficial es viable al ser el WDR menor que 1 por amplio margen.

Lo más destacado de añadir a los núcleos de Fe los elementos mencionados conforme a las normas SAE citadas, es la necesidad de SHOH durante las 10 horas posteriores a la parada, debido al Mn56 producido por la adición de Mn.

#### **6.2.1.7.3 Los dos imanes pegados al dipolo**

Teniendo en cuenta las bobinas de Cu y el imán más activado, NC sería posible en parada al ser DH  $\sim 4 \text{ mW/m}^3$ , mientras SHOH sería necesario durante los tres días posteriores a la parada. La desclasificación sería posible después de 4 días de enfriamiento, mientras que RF sería posible tras 2 días de enfriamiento. El WDR es menor que 1 por amplio margen, lo que permite la opción de enterramiento superficial.

En el caso de los núcleos de Fe y considerando el imán más activado, NC es posible en parada (DH menor que  $1 \text{ mW/m}^3$ ), mientras que HOH sería posible tras 5 horas de enfriamiento. La desclasificación sería posible tras 3-7 años de enfriamiento (debido al Mn54), mientras que RF sería posible en parada. El enterramiento superficial es posible al ser el WDR menor que 1 por amplio margen.

Lo más destacado de añadir a los núcleos de Fe los elementos mencionados conforme a las normas SAE citadas, es que impone retrasar la opción de HOH hasta 1 día tras la parada para el imán más activado, debido al Mn56 producido por el Mn añadido.

#### **6.2.1.7.4 Los tres imanes pegados al SRF-linac**

En el caso de las bobinas de Cu y el imán más activado, DH es  $3 \text{ mW/m}^3$  lo que posibilita NC, mientras que SHOH es necesario durante los 2 primeros días tras la parada. Respecto a posibles vías de gestión final, la desclasificación es posible a los 3 días de enfriamiento, mientras que RF sería factible tras 1 día de enfriamiento. El WDR es menor que 1 por amplio margen, lo que posibilita la opción del enterramiento superficial.

Considerando los núcleos de Fe y el imán más activado, DH es menos que  $1 \text{ mW/m}^3$  posibilitando NC, mientras que HOH es posible en parada al ser CD es  $\sim 1 \text{ } \mu\text{Sv/h}$ . La desclasificación requeriría 1-2 años de enfriamiento debido al Mn54 y Fe59 (para todos los imanes), mientras que RF es posible en parada. El WDR es menor que 1 por amplio margen, permitiendo el enterramiento superficial.

Lo más destacado de añadir a los núcleos de Fe los elementos mencionados conforme a las normas SAE citadas, es necesitar SHOH durante las 5 primeras horas tras la parada, debido al Mn56 producido por el Mn añadido.

### **6.2.1.8 Tubo de la HEBT**

Como en el caso del tubo de la MEBT, se considerarán las dos opciones de material para este caso: SS316L y Al puro. Merece la pena destacar que la contribución de la activación por deuterones en los resultados es la más relevante sobre el total en ambos casos.

Para la opción de tubo de acero, SHOH sería necesario durante 2 semanas tras la parada (CD es  $\sim 55 \text{ } \mu\text{Sv/h}$  en parada), mientras que NC sería posible al ser el DH  $< 1 \text{ mW/m}^3$  en parada. Desde el punto de vista de opciones finales de gestión, la desclasificación sería posible a los 20 años de enfriamiento (principalmente debido al Co60 producido por la activación por deuterones), mientras que RF es posible a los 3 años de enfriamiento (debido a Mn54, Fe55 y Co57 producido por la activación por deuterones). El WDR es menor que 1 por amplio margen.

En el caso del Al, SHOH sería necesario durante el primer día de enfriamiento (CD es  $\sim 1 \text{ mSv/h}$  en parada), mientras que NC es posible al ser  $0.1 \text{ W/m}^3$  el DH en parada. Respecto a opciones de gestión final, la desclasificación sería posible a la semana de enfriamiento (debido al Na24 producido por la activación por deuterones), mientras que RF requería en torno a 12 horas desde la parada (debido también al Na24). El WDR es menor que 1 por amplio margen.

Como en el caso del tubo de la MEBT, la opción del Al se muestra más ventajosa en términos de tiempo.

### **6.2.1.9 BD**

Los componentes que se han considerado para el estudio son: cono interno o material de parada, blindajes de hierro y polietileno, y el cartucho y cerramiento interior del tanque de agua.

#### **6.2.1.9.1 Cono interno**

Según criterios operacionales, durante los 4 primeros años después de parada se requeriría DC (debido al Zn65 producido por la activación por deuterones), momento a partir del cual NC sería posible. RH sería necesario durante los primeros 25 años tras la parada, alcanzándose condiciones de HOH a los 60 años tras la parada (debido al Co60 producido por la activación por neutrones en ambos casos).

De acuerdo con opciones de gestión final, la desclasificación requeriría 1200 años para ser viable (debido principalmente al Ni63 producido tanto por la activación por deuterones como por la de neutrones, y en menor medida a algunos radionucleidos con  $CI < 1$  como el C14, Cl36 y Ar39). La opción de RF sería posible tras 900 años de enfriamiento (debido al Ni63). Por tanto, la opción de enterramiento superficial sería la única opción viable al ser el WDR menor que 1 en casi 4 órdenes de magnitud.

#### **6.2.1.9.2 Blindaje de hierro**

Desde el punto de vista operacional, NC y HOH son posibles en parada, con valores menores a  $1 \text{ mW/m}^3$  y de  $6 \text{ } \mu\text{Sv/h}$  para el DH y CD, respectivamente.

Respecto a rutas de gestión final, se podría desclasificar 5 años después de la parada (debido al Mn54), mientras que RF sería posible en parada (con actividad másica de  $\sim 30 \text{ Bq/g}$ ). El enterramiento superficial es también posible al tener el WDR menor que 1 con amplio margen.

Como estudio complementario y relacionado con el aspecto de las impurezas, si se considerara una concentración típica de Co en Fe puro de 2500 ppm, la

desclasificación se retrasaría hasta los 30 años (debido al Co60), incrementándose la actividad másica a  $\sim 70$  Bq/g. Además, HOH seguiría siendo posible en parada pero estando la CD muy cercana al límite.

#### **6.2.1.9.3 Cartucho y cierre interno del tanque**

Se consideran ambas piezas juntas en este estudio por la proximidad entre ellas y el material común de las mismas.

De acuerdo con criterios operacionales, necesitando DC durante las 6 primeras horas tras la parada al ser  $\sim 30$  W/m<sup>3</sup> el DH en parada. RH sería necesario durante 30 años después de parada, mientras HOH se alcanzaría a los  $\sim 70$  años después de parada (debido al Co60 en ambos casos).

Considerando vías de gestión final, la desclasificación necesitaría más de 10000 años (debido al C14 y Ni59), mientras que RF sería posible tras 300 años de enfriamiento (debido principalmente al Ni63). Por tanto, el enterramiento superficial se muestra como la única opción viable al ser WDR menor que 1 en casi 4 órdenes de magnitud.

#### **6.2.1.9.4 Blindaje de polietileno**

Desde el punto de vista operacional, este componente no ofrece restricción alguna, al ser posible NC y HOH en parada con suficiente margen.

En el caso de posibles rutas de gestión, la desclasificación es posible en parada, al igual que el enterramiento superficial. Al no ser un material metálico, la opción RF no se considera.

### **6.2.2 Corriente debida a los blindajes**

Los blindajes considerados son los muros, suelo y techo que definen la sala del acelerador, incluyendo los muros frontales de hormigón del blindaje local del BD. Además se han incluido en el estudio la corona y tapón de plomo del BD. Cada uno se tratará en una sección distinta.

La Tabla 6-2 muestra los volúmenes de cada blindaje considerado, suponiendo  $\sim 2757 \text{ m}^3$  y una masa total aproximada de 6341 t.

**Tabla 6-2. Volúmenes de los blindajes**

<b>Edificio del acelerador</b>	2725 m <sup>3</sup>
<b>Blindaje local BD</b>	32 m <sup>3</sup>
<b>Corona y tapón de Plomo</b>	23 litros
<b>TOTAL</b>	2757 m <sup>3</sup>

### 6.2.2.1 Muros, suelo y techo de la sala principal

Para este estudio se considera el espesor total de 1.5 metros de los muros, suelo y techo. Al haber diferencias en la activación entre las caras interna y externa de los muros, los resultados darán un promedio en todo el volumen de las magnitudes consideradas. Por otro lado, al ser el hormigón un material no metálico, no se considerará la opción de RF.

A pesar de que los cálculos de activación de los muros, suelo y techo de la sala se ha realizado separadamente para cada fuente de neutrones secundaria producida en los principales componentes en donde se producen pérdidas (MS, RFQ, SRF-linac y BD) y para las divisiones longitudinales mencionadas en el capítulo anterior, los resultados se han agrupado sin diferenciación alguna entre componentes ni divisiones.

Desde el punto de vista operacional, SHOH es necesario durante el primer día tras la parada (CD es  $\sim 70 \mu\text{Sv/h}$  en parada), mientras que NC es posible en parada al ser DH menor que  $1 \text{ mW/m}^3$ . Considerando las vías de gestión final, la desclasificación sería posible a los 4 días posteriores a la parada, mientras que el enterramiento superficial es viable al ser el WDR menor que 1 por amplio margen.

Al no haber actualmente una definición a nivel de proyecto de las impurezas presentes en los hormigones, se ha abordado dicho tema asumiendo unas concentraciones suficientemente representativas según [122] [133]. Así se analizará lo crítico de las impurezas en éstos estudios sobre residuos, si bien estos

los resultados han de considerarse orientativos hasta conocer realmente las impurezas presentes, ya que dichos niveles de impurezas son muy dependientes de los agregados usados para la fabricación del hormigón [134] [135].

Lo más relevante de la presencia de dichas impurezas es que la desclasificación se retrasaría hasta los 10 años aproximadamente (debido principalmente al Eu152 producido por considerar Eu como impureza, con vida media de 13.5 años, y en menor medida a otros como Eu154, Cs134 y Co60, de vidas medias de 8.6, 2 y 5.3 años respectivamente).

### **6.2.2.2 Muros frontales de la sala del BD**

Para este estudio se tratan todos los muros y pantallas que conforman el blindaje local frontal del BD. Si bien la activación se ha realizado para cada muro y pantalla independientemente, aquí se dará un promedio de los resultados en todo el volumen involucrado. Se considera la opción de usar hormigón convencional en todos ellos. Por otro lado, al ser el hormigón un material no metálico, no se considerará la opción de RF.

La opción de usar hormigón convencional en todos los muros requiere RH hasta 1 día después de la parada (CD es 7 mSv/h en parada), alcanzando condiciones de HOH a los 6 días de enfriamiento, mientras que NC es posible al tener 10 mW/m<sup>3</sup> de DH en parada. Como opciones de gestión final, la desclasificación sería posible 1 año después de parada, mientras que el enterramiento superficial sería posible al ser el WDR menor que 1 por amplio margen.

Lo más destacado de añadir las mismas impurezas supuestas para el hormigón de la sala (apartado anterior), es que HOH se retrasaría hasta los 4 años tras la parada (debido al Eu152 producido por considerar Eu como impureza), mientras que la desclasificación sería posible en torno a los 100 años (debido al Eu152 producido).

El efecto de las impurezas en este caso es más crítico que en el caso del hormigón del edificio del acelerador.

### 6.2.2.3 Corona y tapón de plomo

Este estudio muestra un promedio en todo el volumen de los resultados, siendo el volumen total de 23 litros.

Desde el punto de vista operacional, en 1 hora se alcanzaría HOH, mientras que NC es posible en parada (DH es  $8 \text{ mW/m}^3$  en parada). Considerando posibles vías de gestión final, la desclasificación sería posible tras 4 años de enfriamiento (debido a  $\text{Ag}110\text{m}$  producido por la Ag presente en la composición, 249.7 días de vida media), mientras que RF sería posible prácticamente en parada. El WDR es menor que 1 por amplio margen, lo que posibilita su enterramiento superficial.

### 6.2.3 Resumen de los residuos totales producidos

En esta sección se resumen los resultados anteriores para los componentes del acelerador, el bloque de parada y los blindajes, en función de las clasificaciones consideradas.

En la Tabla 6-3 se muestra el resumen de resultados por componente. Para los aspectos operacionales, se muestra el tiempo, contado a partir de parada, durante el cual se requiere la/s condición/es mostrada/s (si no se pone ningún tiempo, significa que la condición mostrada se cumple en parada). En el caso de las vías de gestión final, se muestra el tiempo al cual es viable la opción mostrada (el valor "0" indica que es posible en parada). Cuando el componente mostrado consta de varias unidades independientes, como es el caso de los imanes de la MEBT y HEBT, los tiempos mostrados son los correspondientes al peor caso, es decir, a la unidad más activada. No se muestran en esta tabla los efectos de las impurezas supuestas en ninguno de los componentes en los que aún no están definidas a nivel de proyecto.

De dicha tabla se observa que los residuos más críticos lo suponen varios componentes del BD (el cono de cobre y el cartucho y cerramiento interno del tanque de agua) y la MS, al no admitir otra vía de gestión factible que el enterramiento superficial. Este volumen supone menos del 1% del volumen total de los componentes del acelerador.

Tabla 6-3. Resumen por componentes de los resultados

COMPONENTE		OPERACIONAL		VIA GESTION		
		Manipulación	Enfriamiento	UC	RF	Enterramiento
<b>FC</b>		HOH	NC	0	0	SI
<b>RFQ</b>		SHOH: 1s	NC	30a	1s	SI
<b>MS</b>		RH: 1s, SHOH: 30a	NC	600a	250a	SI
<b>SRF-linac</b>	<i>Tubo</i>	SHOH:1a	NC	25a	4a	SI
	<i>Solenoides (Cu/SS)</i>	HOH	NC/NC	0/3a	0/0	SI/SI
	<i>Cavidades</i>	HOH	NC	4m	0	SI
	<i>Acopladores/Cajas</i>	HOH	NC/NC	7m/0	0/0	SI/SI
	<i>Blindaje</i>	HOH	NC	0	0	SI
<b>BD</b>	<i>Cono</i>	RH: 25a, SHOH: 60a	DC: 4 a	1200a	900a	SI
	<i>Fe</i>	HOH	NC	5a	0	SI
	<i>Cartucho</i>	RH: 30a, SHOH: 70a	DC: 6 a	> 10000a	300a	SI
	<i>PE</i>	HOH	NC	0	N/A	SI
<b>MEBT</b>	<i>Imanes (Cu/Fe)</i>	SHOH: 1s/ SHOH: 2a	NC/NC	30a/10a	1 s/0	SI/SI
	<i>Tubo (SS/Al)</i>	SHOH: 6m/ SHOH: 1d	NC/NC	36a/1s	8m/1d	SI/SI
<b>HEBT</b>	<i>3 imanes finales (Cu/Fe)</i>	RH: 1d, SHOH: 1s/ SHOH: 6m	NC	16a/8a	1 s/0	SI/SI
	<i>Dipolo (Cu/Fe)</i>	SHOH: 3d/ HOH	NC/NC	9a/6a	2d/0	SI/SI
	<i>2 imanes intermedios (Cu/Fe)</i>	SHOH: 3d/ SHOH: 5h	NC/NC	4a/7a	2d/0	SI/SI
	<i>3 imanes iniciales (Cu/Fe)</i>	SHOH: 2d/ HOH	NC/NC	3d/10m	1d/0	SI/SI
	<i>Tubo (SS/Al)</i>	SHOH: 2s/ SHOH: 1d	NC/NC	20a/1s	3a/12h	SI/SI
<b>Hormigón edificio</b>		SHOH: 1d	NC	4d	N/A	SI
<b>Hormigón frontal BD</b>		RH: 1d, SHOH: 6d	NC	1a	N/A	SI
<b>Corona y tapón de Pb</b>		SHOH: 1h	NC	4a	0	SI

N/A: no aplicable; a=año; m=mes; s=semana; d=día; h=hora

Los resultados dados en función de los criterios seleccionados para la clasificación principal se dan en la Tabla 6-4. En ella se muestra, en términos de volumen y masa, el rango temporal que se necesita para cumplir la condición mostrada. Aquellos componentes para los que el estudio se ha hecho para distintos materiales (tubos, *scrapers*) no afectan/varían significativamente los valores dados. Respecto al efecto de las impurezas supuestas en aquellos casos en los que aún no están definidas a nivel de proyecto, aparece su influencia entre paréntesis solamente en aquellos criterios en los que hay diferencias entre considerarlas y no considerarlas.

De ella se deduce que la desclasificación es posible para un alto porcentaje de los componentes, tanto en masa como en volumen, en un periodo de tiempo de 30 años. Se aprecia como el efecto de las impurezas juega un papel relevante en la escala temporal de dicha magnitud para los blindajes (de hormigón para mayor precisión).

**Tabla 6-4. Resumen por criterio de los resultados, en términos de masa y volumen**

<b>Criterio</b>		<b>% volumen</b>	<b>Masa (t)</b>	<b>Rango tiempo</b>
<b>NC</b>	<i>Acelerador</i>	100	80	0-4 a
	<i>Blindajes</i>	100	6341	0
<b>HOH</b>	<i>Acelerador</i>	99	~79	0-2 a
	<i>Blindajes</i>	100	6341	0-6 d (0-4 a)
<b>UC</b>	<i>Acelerador</i>	99	~79	0-30 a
	<i>Blindajes</i>	100 (~99)	6341(6267)	0-4 a (4-10 a)
<b>RF</b>	<i>Acelerador</i>	99	~79	0-4 a
	<i>Blindajes</i>	N/A	N/A	N/A
<b>Enterra- miento</b>	<i>Acelerador</i>	100	80	0
	<i>Blindajes</i>	100	6341	0

N/A: no aplicable; a=año; d=día

Considerando la clasificación propuesta por la IAEA, la Tabla 6-5 muestra el porcentaje en peso que estaría en cada categoría a varios tiempos de enfriamiento. Aquellos componentes para los que el estudio se ha hecho para distintos materiales (tubos, *scrapers*) no afectan/varían significativamente dichos porcentajes. Respecto al efecto de las impurezas supuestas en aquellos casos en los que aún no están definidas a nivel de proyecto, aparece entre paréntesis su

influencia solamente en aquellas vías de gestión final en los que hay diferencias entre considerarlas y no considerarlas.

En dicha tabla se observa que no se producen residuos HLW, estando repartidos los volúmenes generados entre las categorías EW y LILW. El efecto de las impurezas es relevante en la escala temporal en la que los residuos entran en cada una de las categorías, corroborando lo dicho en la tabla anterior sobre la factibilidad de la desclasificación en un periodo de 30 años.

**Tabla 6-5. Resumen de los resultados según la clasificación IAEA, en términos de masa**

<b>Criterio IAEA</b>		<b>1 año</b>	<b>10 años</b>	<b>30 años</b>
<b>EW</b>	<i>Acelerador</i>	17	87 (67)	99
	<i>Blindajes</i>	~100 (0)	100 (99)	100 (99)
<b>LILW</b>	<i>Acelerador</i>	83	13 (33)	1
	<i>Blindajes</i>	a (100)	-- (1)	-- (1)
<b>HLW</b>	<i>Acelerador</i>	--	--	--
	<i>Blindajes</i>	--	--	--

a: representa el % en masa del blindaje de Pb, despreciable frente al de los hormigones

Respecto a los niveles de actividad alfa, aunque no se ha hecho referencia en los apartados correspondientes a los componentes, ninguno de ellos contiene niveles apreciables en parada, estando la concentración por debajo de 0.01 Bq/g en los componentes más activados, muy por debajo de los límites contemplados.

## 7. CONCLUSIONES Y TRABAJO FUTURO

La necesidad de desarrollar nuevos materiales aptos para los futuros reactores de fusión magnética implica la construcción de instalaciones que reproduzcan correctamente las condiciones de funcionamiento a las que estarán sometidos dichos materiales. El problema es que actualmente no existen tales instalaciones.

De dicha necesidad nacen IFMIF, cuya misión principal es generar una base de datos de diseño, construcción, licenciamiento y operación segura para DEMO, y su fase EVEDA, cuyo objetivo es realizar los estudios de ingeniería y de integración de los sistemas con análisis de detalle de planes de construcción, especificaciones de equipos, análisis genéricos de seguridad, etc., y validar los conceptos de la instalación IFMIF mediante la construcción de los prototipos de sus unidades principales.

Un aspecto de gran importancia en el diseño y operación de estas instalaciones lo ocupa los estudios de protección radiológica. Aquí se ha abordado dicha disciplina en lo referente a dosis residual y producción de residuos radiactivos para la instalación del acelerador de EVEDA. Para estudio se ha considerado la activación generada por la interacción de los deuterones con los diferentes componentes así como por los neutrones secundarios producidos por dichas interacciones.

Estos estudios de la instalación completa no se habían realizado hasta el momento, siendo parte de la documentación del proyecto. Aunque hay otros estudios pendientes a nivel de proyecto, los aquí presentados se han considerado los más relevantes por las implicaciones que tienen sobre el mantenimiento y el desmantelamiento de la instalación.

El aprendizaje realizado por el doctorando, referido a las herramientas computacionales necesarias, la metodología aplicada y los conocimientos específicos adquiridos para esta instalación, ha sido aplicado a los objetivos de esta Tesis.

A continuación se resumen las conclusiones más relevantes correspondientes a los principales capítulos de la Tesis.

## **7.1. Metodología**

Se ha presentado y justificado la metodología empleada para abordar los objetivos propuestos de esta Tesis, incluyendo los códigos de simulación, los datos nucleares empleados y las mejoras y desarrollos incorporados en el proceso. Para realizar dicha selección se han tenido en cuenta las particularidades de la instalación del acelerador de la fase IFMIF/EVEDA, como son la simulación con deuterones de hasta 9 MeV y las grandes dimensiones de la sala a estudio.

Se ha partido de un modelo geométrico adaptado a las necesidades de transporte y activación junto con una distribución de pérdidas a lo largo del acelerador, incluyendo el parado final del haz. La geometría se modificó convenientemente para realizar los cálculos de una forma más adecuada a lo que el modelo original ofrecía, dividiendo los espesores y longitudes de diversos componentes/materiales.

Para las simulaciones, se han usado códigos específicos para cada etapa de cálculo: transporte y activación. Los códigos de simulación dentro del grupo TECF3IR y los datos nucleares disponibles actualmente han abarcado todas las necesidades para abordar las simulaciones oportunas, si bien algunas mejoras y desarrollos se han realizado dentro del proceso de cálculo.

Cabe mencionar el destacado papel del código MCUNED, siendo las capacidades que aporta para iones ligeros las que han determinado su uso y sin las cuales los cálculos no se hubieran realizado de una forma adecuada.

Las técnicas de reducción de varianza incorporadas en los códigos de transporte empleados han jugado un papel relevante para un correcto cómputo de las magnitudes asociadas al transporte de neutrones y fotones, debido a las dimensiones de la sala y al bajo rendimiento de producción de partículas secundarias.

Dentro de la parte de desarrollo y motivado por el gran número de cálculos de activación a realizar, se desarrolló la herramienta MC2ACAB, que procesa la salida del código de transporte MCNP/MCNPX/MCUNED y genera los inputs necesarios para el código de activación ACAB. Con dicha herramienta se automatiza el acoplamiento de etapas, reduciendo el tiempo de extracción y preparación de datos

entre las etapas de transporte y activación, reduciendo a la vez posibles errores asociados a este proceso.

Dentro de la parte de mejora, se actualizó la librería de fotones que usa el código de activación ACAB para incorporar los fotones de aniquilación de positrones, no computados hasta ahora. Las líneas de fotones así incorporadas pueden suponer un incremento apreciable de los fotones residuales emitidos, dependiendo de la fracción de decaimiento por este mecanismo de cada radionucleido producido, traduciéndose en una contribución adicional a la dosis residual. Debido a que su repercusión depende del caso concreto a estudio por las opciones de blindaje existentes o radionucleidos producidos, se aconseja su consideración siempre que sea posible.

Respecto a la parte de datos nucleares, las librerías actualmente existentes de datos para transporte de deuterones, neutrones y fotones son adecuadas para esta aplicación, consultando una comparación experimental sólo para el caso de deuterones en cobre, ya que era un aspecto crítico en esta aplicación, mientras que los datos para neutrones y protones se han asumido como correctos. Las librerías para deuterones usadas son las recientes TENDL, generadas con el código de reacciones nucleares TALYS.

En el caso de las librerías de secciones eficaces para activación, se han usado las EAF-2007. En el caso de deuterones, se han considerado como las más adecuadas tras diversas comparaciones realizadas con datos experimentales en el rango de interés del problema, asumiendo como correctas las de neutrones y protones.

De este modo, los principales resultados a los que se han llegado en los estudios realizados se consideran suficientemente válidos, debido a las capacidades de los códigos usados, la información experimental disponible y los datos seleccionados.

## ***7.2. Dosis residuales***

Se han considerado los principales componentes de la instalación para realizar este análisis, el cual está orientado a evaluar las posibilidades de acceso a la sala y realizar tareas de mantenimiento, identificando componentes/materiales críticos para el estudio.

Como aproximación al problema se han considerado tres tiempos de espera tras la parada (hora, día y semana) y dos distancias desde los componentes del acelerador (30 y 100 cm), todo ello como ilustrativos para acceso a la sala y la realización de labores de mantenimiento a lo largo de la línea del acelerador.

Para una hora y un día de enfriamiento los valores son superiores al límite de la instalación a lo largo del acelerador para las dos distancias, siendo el RFQ, la MS y los hormigones los que más contribuyen, sin influir demasiado las posibles opciones estudiadas para diversos componentes. Los principales radionucleidos responsables de las altas dosis a estos dos tiempos de enfriamiento son de vida media corta, entorno a medio día. Si bien la formación de dichos radionucleidos en los componentes del acelerador son inevitables debido al material del que están compuestos (cobre), en el caso de los hormigones hubiera sido posible su reducción si se hubiera empleado un hormigón de bajo contenido en Na.

Para una semana de enfriamiento, los radionucleidos de vida corta principales responsables de las dosis a tiempos inferiores han decaído suficientemente, provocando una reducción de las dosis residuales. Ahora es cuando las opciones consideradas son más interesantes, especialmente en la parte de la HEBT. Las opciones que conducen a los valores mínimos son usar hormigón baritado en el muro grueso frontal del BD y usar aluminio en los tubos y *scrapers*.

Continuando a una semana de enfriamiento y considerando los valores “máximo-mínimo” que definen las opciones consideradas, para 100 cm de distancia los valores máximos están por debajo del límite. En el caso de 30 cm, los valores mínimos estarían por debajo del límite excepto en una reducida área en las cercanías de la MS con un valor ligeramente superior al doble del límite y en un punto de la HEBT debido al “chorro” de fotones que vienen del BD, ambas limitaciones solucionables. Los valores máximos a 30 cm se localizan en las cercanías de los mismos componentes, siendo casi 3 veces el valor del límite.

En el caso del laberinto, a una hora y un día de enfriamiento las dosis son ampliamente superiores al límite de 250  $\mu\text{Sv/h}$  con cualquier opción posible. Para una semana, nuevamente el empleo del tubo y *scraper* de Al junto con el uso de

hormigón baritado son las opciones con las que se consigue estar por debajo del límite.

Respecto a la etapa de calibrado y puesta en marcha del RFQ y SRF-linac, el uso del hidrógeno molecular conduce a una menor tasa de dosis residual debido a la activación del LPBD frente al uso con deuterones, con factores de reducción de entre 2 y 100, dependiendo las condiciones de irradiación-enfriamiento-energía. Dicho efecto es muy atractivo desde el punto de vista de mantenimiento.

### ***7.3. Residuos radiactivos***

En el estudio realizado se han considerado los principales componentes de la instalación para realizar este análisis, orientado a identificar la corriente de residuos sólidos generados.

Para la clasificación se han empleado criterios eminentemente prácticos orientados a la manipulación y vías de gestión final de los residuos. La categorización empleada por la IAEA se ha considerado para hacer una caracterización más formal. Los criterios empleados han sido suficientes para catalogar adecuadamente la corriente de residuos generada.

A pesar de que no se ha estudiado en profundidad la repercusión de las impurezas, se ha introducido la problemática en varios de los componentes de la instalación. Del estudio preliminar se ha comprobado el crítico papel que tienen las impurezas en las escalas temporales de las magnitudes-respuesta estudiadas.

Respecto a los componentes del acelerador, en un periodo que abarca desde parada hasta los 30 años, el 99% del volumen estudiado alcanzaría las condiciones para ser desclasificado, y el mismo porcentaje alcanzaría las condiciones para ser reutilizado en fundiciones en un plazo de hasta 4 años, mientras que el enterramiento superficial sería posible para el 100%. Todos los componentes alcanzarían condiciones de no refrigeración en un periodo que llega hasta los 4 años, mientras que el 99% de volumen alcanzaría condiciones de mantenimiento manual en un plazo de hasta 2 años. Estos resultados no se ven alterados por la consideración de impurezas.

En el caso de los blindajes, la desclasificación sería posible para el 100% del volumen estudiado en un periodo que abarca desde parada hasta los 4 años, mientras que el enterramiento superficial sería también posible para el mismo porcentaje. Las condiciones de no refrigeración se alcanzarían en parada para el 100%, mientras que en un plazo que abarca desde parada hasta 6 días sería posible la manipulación manual para el mismo porcentaje. La consideración de impurezas representativas en los hormigones retrasaría los plazos de tiempo mencionados antes, necesitando ahora de 4 a 10 años para la desclasificación y hasta 4 años en el caso de manipulación manual para los mismos porcentajes anteriores, siendo el contenido de Eu el principal responsable.

#### **7.4. Trabajo futuro**

A pesar de que los resultados mostrados abarcan todos los componentes relevantes para los estudios en la sala del acelerador, otros estudios más en detalle relacionado con la protección radiológica se han identificado como interesantes para ser abordados en el futuro para la instalación IFMIF/EVEDA, como son:

- Evaluar la influencia de la fuente neutrónica producida por las reacciones del deuterio acelerado con el deuterio implantado en los componentes de baja energía de baja energía, como son el inyector y los primeros metros de RFQ
- Tener en cuenta los efluentes líquidos y gaseosos derivados de la operación normal, como son los refrigerantes de los componentes y de la activación del aire de la sala, con vistas a las repercusiones radiológicas asociadas a los sistemas de purificación y refrigeración, así como en la ventilación/venteo de la sala
- Estudio en detalle del efecto de las impurezas en los análisis sobre residuos radiactivos

En referencia a la metodología empleada, un análisis de incertidumbres en los cálculos de activación sería interesante para evaluar mejor el grado de incertidumbre de los resultados mostrados, aprovechando así la capacidad única del código ACAB para computar incertidumbres en los cálculos de inventario debidas a las secciones eficaces de activación por neutrones usadas.

Respecto a comparaciones experimentales de secciones eficaces, sería interesante realizarlas en el caso de la librería de protones de EAF para así evaluar su estado.

**BIBLIOGRAFÍA**

- [1] IFMIF International Team, «IFMIF Comprehensive Design Report (part A),» 2004.
- [2] IFMIF International Team, «IFMIF Comprehensive Design Report (part B),» 2004.
- [3] National Council on Radiation Protection and Measurements, «Radiation protection for particle accelerator facilities,» NCRP Report No 144, 2007.
- [4] E. Mauro, Radiation protection studies for CERN LINAC4/SPL accelerator complex, Tesis Doctoral.
- [5] «IFMIF,» [En línea]. Available: [http://www.ifmif.org/b/index\\_nav\\_1.htm?n1/objectives.htm](http://www.ifmif.org/b/index_nav_1.htm?n1/objectives.htm).
- [6] P. Garin, M. Sugimoto, on behalf of the Project Team and all associated Institutes, «Main baseline of IFMIF/EVEDA project,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 84, pp. 259-264, 2009.
- [7] R. Gobin, P.-Y. Beauvais, K. Benmezi, D. Bogard, G. Charruau, O. Delferrière, D. De Menezes, A. France, R. Ferdinand, Y. Gauthier, F. Harrault, J.-L. Jannin, J.-M. Lagniel, P. Mattéi, A. Sinanna, J.D. Sherman, P. Ausset, S. Bousson, D. Gardes, L. Celona, «SACLAY High Intensity Light Ion Source Status,» de *Proceedings of EPAC*, Paris (Francia), 2002.
- [8] R. Gobin, P.-Y. Beauvais, O. Delferrière, D. De Menezes, O. Tuske, G. Adroit, «A 140 mA CW deuteron electron cyclotron resonance source,» *Review of Scientific Instruments*, n° 79, 2008.
- [9] R. Hollinger, W. Barth, L. Dahl, M. Galonska, L. Groening, P. Spaedtke, O. Meusel, R. Gobin, P. A. Leroy, «High Current Proton Beam Investigations at the SILHI-LEBT at CEA/SACLAY,» de *Proceedings of LINAC*, Tennessee (USA), 2006.
- [10] «ITER,» 2011. [En línea]. Available: <http://www.iter.org/newsline/175/712>.
- [11] A. Mosnier, P.Y. Beauvais, B. Brañas, M. Comunian, A. Facco, P. Garin, R. Gobin, J.F. Gournay, R. Heidinger, A. Ibarra, P. Joyer, H. Kimura, T. Kojima, T. Kubo, S. Maebara, J. Marroncle, P. Mendez, P. Nghien,

- S.O'hira, Y. Okumura, F. Orsini,..., «The Accelerator Prototype of the IFMIF/EVEDA Project,» de *Proceedings of IPAC'10*, Kyoto (Japan), 2010.
- [12] A. Pisent, «RFQ for CW Applications,» de *Proceedings of LINAC2010*, Tsukuba (Japan), 2010.
- [13] I. Podadera, J. Calvo, J.M. Carmona, A. Ibarra, D. Iglesias, A. Lara, C. Oliver, F. Toral, «The Medium Energy Beam Transport Line (MEBT) OF IFMIF/EVEDA LIPAC,» de *Proceedings of IPAC2011*, San Sebastian (España), 2011.
- [14] *IFMIF/EVEDA status*, Caen (France): Presentation for SPIRAL2 week, 2011.
- [15] F. Arranz, B. Brañas, D. Iglesias, C. Oliver, M. Parro, D. Rapisarda, J. Ferreira, M. García, D. López, J.I. Martínez, O. Nomen, F. Ogando, R. Unamuno, F. Aragón, J.M. Arroyo, G. Barrera, N. Casal, J.M. Carmona, A. Gabriel, A. García, J.M. García,..., «LIPAc HEBT Line and Beam Dump Engineering Design Report,» CIEMAT (IN-IF-ACBD-030), Madrid (España), 2011.
- [16] M. García, Estudio de radioprotección en el prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA: diseño del blindaje del Bean Dump, Tesis Doctoral, ETSII-UNED, 2013.
- [17] M. García, F.Ogando, P. Ortego, J.M. Arroyo, B.Brañas, C. Töre, D. López, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, «Optimized design of local shielding for the IFMIF/EVADA Beam Dump,» de *Shielding Aspects for Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-10)*, Geneva (Switzerland), 2010.
- [18] D. Iglesias, F. Arranz, J.M. Arroyo, G. Barrera, B. Brañas, N. Casal, M. García, D. López, J.I. Martínez, A. Mayoral, F. Ogando, M. Parro, C. Oliver, D. Rapisarda, J. Sanz, P. Sauvan, A. Ibarra, «The IFMIF-EVEDA accelerator beam dump design,» *Journal of Nuclear Materials*, vol. 417, pp. 1275-1279, 2011.
- [19] Y. Wu, FDS Team, «CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation,» *Fusion Engineering and Design*, nº 84, pp. 1987-1992, 2009.
- [20] M. García, F. Ogando, D. López, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, B. Brañas, J. M. Arroyo, «IFMIF/EVEDA Beam Dump Shielding: Optimized Design of the Front Part,» de *Proceedings of IPAC2011*, San Sebastian (España),

2011.

- [21] K. Shinto, C. Vermare, «Present Status of the Accelerator System in the IFMIF/EVEDA Project,» *Journal of Plasma in Fusion Research Series*, vol. 9, pp. 174-179, 2010.
- [22] Y. Chen, U. Fischer, «Rigorous MCNP based shutdown dose rate calculations: Computational scheme, verification calculations and application to ITER,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 63/64, pp. 107-114, 2002.
- [23] R. Villari, M. Angelonea, P. Batistonia, U. Fischer, P. Pereslavitsev, L. Petrizzi, S. Popovichev, JET-EFDA Contributors, «Validation of shutdown dose rate Monte Carlo calculations through a benchmark experiment at JET,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 83, pp. 1782-1787, 2008.
- [24] A. Davis, Radiation shielding of fusion systems, Tesis Doctoral, University of Birmingham, 2010.
- [25] D. Valenza, H. Iida, R. Plenteda, R.T. Santoro, «Proposal of shutdown dose estimation method by Monte Carlo code,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 55, pp. 411-418, 2001.
- [26] F. Wasastjerna, Using MCNP for fusion neutronics, Tesis Doctoral, Helsinki University of Technology, 2008.
- [27] L. Petrizzi, M. Angelone, P. Batistoni, U. Fischer, M. Loughlin, R. Villari, «Benchmarking of Monte Carlo based shutdown dose rate calculations applied in fusion technology: From the past experience a future proposal for JET 2005 operation,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 81, pp. 1417-1423, 2006.
- [28] J. Leppänen, Development of a New Monte Carlo Reactor Physics Code, Tesis Doctoral, Helsinki University of Technology, 2007.
- [29] P. Sauvan, J.Sanz, F.Ogando, «New capabilities for Monte Carlo simulation of deuteron transport and secondary products generation,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, n° 614, pp. 323-330, 2010.
- [30] P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, F. Ogando, M. García, D. López, «Computational Tools and Nuclear Data for Radioprotection Studies in Low Energy Light Ions Accelerators,» *Journal of the Korean Physical Society*, vol. 59, n° 1, 2011.

- [31] D. B. Pelowitz (editor), MCNPX: User's manual 2.6, ORNL/RSICC (LA-CP-07-1473), 2008.
- [32] «TALYS,» [En línea]. Available: <http://www.talys.eu/home/>.
- [33] J. Sanz, M. García, F. Ogando, A. Mayoral, D. López, P. Sauvan, B. Brañas, «First IFMIF/EVEDA Radioprotection Studies for the Preliminary Design of the Accelerator Beam Dump,» *Fusion Science and Technology*, vol. 56, nº 1, pp. 273-280, 2009.
- [34] J. Sanz, P. Sauvan, F. Ogando, D. López, M. García, A. Mayoral, F. Ortíz, «Methodology to address radioprotection and safety issues in the IFMIF/EVEDA accelerator prototype,» de *Shielding Aspects for Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-10)*, Geneva (Switzerland), 2010.
- [35] V. Blideanu, M. García, P. Joyer, D. López, A. Mayoral, F. Ogando, F. Ortíz, J. Sanz, P. Sauvan, «Deuteron cross section evaluation for safety and radioprotection calculations of IFMIF/EVEDA accelerator prototype,» *Journal of Nuclear Materials*, vol. 417, pp. 1271-1274, 2011.
- [36] C. Petrovich, «SP-FISPACT2001: A computer code for activation and decay calculations for intermediate energies. A connection of FISPACT with MCNPX,» ENEA, Bologna (Italy), 2001.
- [37] J. F. Ziegler, «The Stopping of Energetic Light Ions in Elemental Matter,» *Journal of Applied Physics / Review of Applied Physics*, nº 85, pp. 1249-1272, 1999.
- [38] H. Bichsel, M. Inokuti, «Difference in stopping power for protons and deuterons of a given speed,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B*, nº 134, pp. 161-164, 1998.
- [39] M.R. James, G.W. McKinney, J.S. Hendricks, M. Moyers, «Recent enhancements in MCNPX: Heavy-ion transport and the LAQGSM physics model,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, nº 562, pp. 819-822, 2006.
- [40] R.A. Forrest, FISPACT-2007: User manual, EURATOM/UKAEA (UKAEA FUS 534), 2007.
- [41] ICRP, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, Annals of ICRP-Report 74, vol. 26,num.3, vol. 26,

- Oxford (England): Pergamon Press, 1997.
- [42] Sociedad Española de Protección Radiológica/Asociación de Profesionales de la Comisión Nacional de Energía Atómica y la Actividad Nuclear, ICRP-103: Las recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, Senda Editorial, 2008.
- [43] S-J. Ye, I.A. Brezovich, P. Pareek, S.A. Naqvi, «Benchmark of PENELOPE code for low-energy photon transport: dose comparisons with MCNP4 and EGS4,» *Physics in Medicine and Biology*, nº 49, pp. 387-397, 2004.
- [44] A. Belchior, M.L. Botelho, L. Peralta, P. Vaz, «Dose mapping of a  $^{60}\text{Co}$  irradiation facility using PENELOPE and MCNPX and its validation by chemical dosimetry,» *Applied Radiation and Isotopes*, nº 66, pp. 435-440, 2008.
- [45] J.S. Hendricks, «MCNPX Model/Table Comparison,» LA-14030, 2003.
- [46] MCNPX Team, «MCNPX, version 2.4,» LA-UR-02-5253, 2002.
- [47] H. Zaidi, «Comparative Evaluation of Photon Cross-Section Libraries for Materials of Interest in PET Monte Carlo Simulations,» *IEEE Transaction on Nuclear Science*, vol. 47, nº 6, pp. 2722-2735, 2000.
- [48] D.E. Cullen, J.H. Hubbell, L.D. Kissel, «EPDL97: The Evaluated Photon Data Library '97 Version,» LLNL Report vol. 6, Rev. 5 (UCRL-50400), 1997.
- [49] D.B. Pelowitz (editor), MCNPX: User's manual 2.7, ORNL/RSICC (LA-CP-11-00438), 2011.
- [50] J. Sanz, O. Cabellos, N. García-Herranz, «ACAB: Inventory code for nuclear applications, User Manual v.2008,» Nuclear Energy Agency, NEA-1839, 2008.
- [51] E.T. Cheng, R.A. Forrest, A.B. Pashchenko, «Report on the second international activation calculation benchmark comparison study,» International Nuclear Data Committee- INDC(NDS)-300, TSIR-21, 1994.
- [52] R.A. Forrest, «The European Activation File: EAF-2007 decay data library,» UKAEA FUS 537, 2007.
- [53] R.A. Forrest, J., Kopecky, J.Ch. Sublet, «The European Activation File: EAF-2007 deuteron and proton-induced cross section libraries,» UKAEA

- FUS 536, 2007.
- [54] R.A. Forrest, J., Kopecky, J.Ch. Sublet, «The European Activation File: EAF-2007 neutron-induced cross section libraries,» UKAEA FUS 535, 2007.
- [55] R.A. Forrest, «The European Activation File: EAF-2007 biological, clearance and transport libraries,» UKAEA FUS 538, 2007.
- [56] D. López, J. Sanz, F. Ogando, «Radioactive waste assessment for the IFMIF/EVEDA facility,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 87, nº 5-6, pp. 684-689, 2012.
- [57] White Rock Science, «Moritz Geometry Tool,» [En línea]. Available: <http://www.whiterockscience.com/moritz.html>.
- [58] E.H. Becker, A Study of Positron Annihilation in Copper Alloys, The University of British Columbia, 1965.
- [59] «Positron Annihilation Net,» [En línea]. Available: <http://www.positronannihilation.net/index.htm>.
- [60] R. Krause-Rehberg, G. Dollinger, W. Egger, C. Hugenschmidt, A. Wagner, T. Cowan, *Die Positronenannihilation in der Materialforschung*, (presentación), 2010.
- [61] A. Harrich, S. Jagsch, S. Riedler, W. Rosinger, «Computerized Data Reduction and Analysis in Positron Annihilation Coincidence Doppler Broadening Spectroscopy,» *American Journal of Undergraduate Research*, vol. 2, nº 3, pp. 13-18, 2003.
- [62] I. Hervás, J.F. Martí, *La Tomografía de emisión de positrones (PET) y la PET-TAC. Dos apuestas seguras para un futuro próximo*, Valencia (España): Servicio de Medicina Nuclear. Hospital Universitario “La Fe”.
- [63] J. Zabicky, *Positron Annihilation Spectroscopy (PAS)*, (presentación).
- [64] Monographie BIPM-5 - Table of Radionuclides (CD-ROM), Bureau International des Poids et Mesures, ISBN 978-92-822-2243, 2011.
- [65] S.M. Qaim, T. Bisinger, K. Hilgers, D. Nayak, H.H. Coenen, «Positron emission intensities in the decay of  $^{64}\text{Cu}$ ,  $^{76}\text{Br}$  and  $^{124}\text{I}$ ,» *Radiochimica Acta*, vol. 95, nº 2, pp. 67-73, 2007.

- [66] G.I. Gleason, «Disintegration Scheme of  $^{65}\text{Zn}$ ,» *Physical Review*, vol. 113, n° 1, pp. 287-288, 1959.
- [67] J. Latkowsky, «TARTREAD V1.0: User's manual,» Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-MA-122003, 1995.
- [68] D.E. Cullen, A.L. Edwards, E.F. Pletachy, *TART95: A coupled neutron-photon Monte Carlo transport code*, LLNL, UCRL-MA-121319, 1995.
- [69] E. González et al., «EVOLCODE: ADS Combined Neutronics and Isotopic Evolution Simulation System,» de *Proceedings of Mathematics and Computation, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications, MC'99 Conference*, Madrid (Spain), 1999.
- [70] F. Alvarez et al., «EVOLCODE2, a Combined Neutronics and Burn-up Evolution Simulation Code,» de *Proceedings of 9th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product P&T*, Nimes (France), 2006.
- [71] N. García-Herranz, O. Cabellos, J. Sanz, J. Juan, J.C. Kuijper, «Propagation of statistical and nuclear data uncertainties in Monte Carlo burn-up calculations,» *Annals of Nuclear Energy*, vol. 35, p. 714–730, 2008.
- [72] J.F. Briesmeister (Editor), «MCNP: A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C,» LANL, LA-13709-M, 2000.
- [73] J. Oppe, J.C. Kuijper, «OCTOPUS\_TNG Reference Guide,» NRG-report 20748/04.54103, The Netherlands, 2004.
- [74] NEA Data Bank Computer Programs, «ORIGEN2.2: Isotope Generation and Depletion Code, Matrix Exponential Method,» Document CCC-0371, ORNL, 2002.
- [75] Z. Xu, P. Hejzlar, M.J. Driscoll, M.S. Kazimi, «An improved MCNP–ORIGEN depletion program (MCODE) and its verification for high burn-up applications,» de *Proceedings of PHYSOR*, Seoul (Korea), 2002.
- [76] D.I. Poston, H.R. Trellue, «MONTEBURNS: User Manual,» LANL, LA-UR-99-4999, 2002.
- [77] C. Tippayakul, K. Ivanov, S. Misu, «Improvements of MCOR: a Monte Carlo Depletion Code System for Fuel Assembly Reference calculations,» de *Proceedings of PHYSOR*, Vancouver (Canada), 2006.

- [78] A. Mayoral, J. Sanz, D. López, E. Schibler, L. Perrot, «Beam Dump of SPIRAL2 Facility: Residual Dose Rate Calculations and Impact of the Computational Approaches,» *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 59, n° 4, pp. 1665-1671, 2012.
- [79] A. Davis, R. Pampin, «Benchmarking the MCR2S system for high-resolution activation dose analysis in ITER,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 85, pp. 87-92, 2010.
- [80] M. Majerle, D. Leichtle, U. Fischer, A. Serikov, «Verification and validation of the R2Smesh approach for the calculation of high resolution shutdown dose rate distributions,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 87, pp. 443-447, 2012.
- [81] J. Verbeke, M. Young, S. Brereton, L. Dauffy, J. Hall, L. Hansen, H. Khater, S. Kim, B. Pohl, S. Sitaraman, «Planning Tools for Estimating Radiation Exposure at the National Ignition Facility,» *Fusion Science and Technology*, vol. 60, n° 2, pp. 595-599, 2011.
- [82] S. Sitaraman, S. Brereton, L. Dauffy, J. Hall, L. Hansen, H. Khater, S. Kim, B. Pohl, J. Verbeke, M. Young, «Post-Shot Radiation Environment Following Low-Yield Shots Inside the National Ignition Facility,» *Fusion Science and Technology*, vol. 60, n° 2, pp. 760-764, 2011.
- [83] L. Wu, Q. Yanga, J. Zoua, G. Wanga, T. He, «Shutdown dose rate calculation code system and its application to EAST tokamak,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 87, n° 7-8, pp. 1315-1318, 2012.
- [84] K. Niita, N. Matsuda, Y. Iwamoto, H. Iwase, T. Sato, H. Nakashima, Y. Sakamoto, L. Sihver, PHITS: Particle and Heavy Ion Transport code System, Version 2.23, JAEA-Data/Code 2010-022, 2010.
- [85] H.W. Bertini, «Low Energy Intranuclear Cascade Calculation,» *Physical Review*, vol. 131, n° 4, pp. 1801-1821, 1963.
- [86] A. Boudard, J. Cugnon, S. Leray, C. Volant, «Intranuclear cascade model for a comprehensive description of spallation reaction data,» *Physical Review C*, vol. 66, 2002.
- [87] K. Niita, «Nuclear Reaction Models in Particle and Heavy Ion Transport code System PHITS,» de *Workshop on Accelerator Radiation Induced Activation (ARIA-2008)*, Villigen (Switzerland).

- [88] Y. Yariv, Th. Aoust, A. Boudard, J. Cugnon, J.C. David, S. Lemaire, S. Leray, «Intra-nuclear cascade models at low energy?,» de *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology*, Nice (France), 2007.
- [89] National Nuclear Data Center (NNDC), «Q-value Calculator,» Brookhaven National Laboratory (BNL), [En línea]. Available: <http://www.nndc.bnl.gov/qcalc/>.
- [90] A. Koning, S. Hilaire, S. Goriely, TALYS: A Nuclear Reaction Program, NRG.
- [91] N. Shigyo, K.Hidaka, K.Hirabayashi, Y.Nakamura,D.Moriguchi, M.Kumabe, H.Hirano, S.Hirayama, Y.Naitou, C.Motooka, C.Lan, T.Watanabe, Y.Watanabe, K.Sagara,S.Maebaru, H.Sakaki, H.Takahashi , «Measurement of deuteron induced thick target neutron yields at 9 MeV,» *Journal of the Korean Physical Society*, vol. 59, n° 2, p. 1725, 2011.
- [92] M. García, F. Ogando, P. Sauvan, J. Sanz, D. López, B. Brañas, «Sensitivity to Nuclear Data in the Radioprotection Design of the LIPAC (IFMIF/EVEDA) Beam Dump,» *Fusion Science and Technology*, vol. 62, n° 1, pp. 265-271, 2012.
- [93] J. Sanz, P. Sauvan. F.Ogando, D. López, A. Mayoral, M.García, «The coupled MCUNED and ACAB code system and its use to perform activation studies in deuteron accelerator facilities,» de *Accelerator Radiation Induced Activation (ARIA2011)*, 2011.
- [94] M. Avrigeanu, H. Leeb, W. von Oertzen, F.L. Roman, V. Avrigeanu, «Low energy deuteron elastic scattering on light and medium nuclei,» de *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology*, Nice (France), 2007.
- [95] P. Bém ,E. Simecková ,M. Honusek, U. Fischer S. P. Simakov, R. A. Forrest, M. Avrigeanu,A. C. Obreja, F. L. Roman, V. Avrigeanu, «Low and medium energy deuteron-induced reactions on  $^{27}\text{Al}$ ,» *Physical Review C*, vol. 79, 2009.
- [96] W.W. Daehnick, J.D. Childs, Z. Vrcelj, «Gobal optical model potential for elastic deuteron scatering from 12 to 90 Mev,» *Physical Review C*, vol. 19, n° 6, pp. 2253-2274, 1980.
- [97] J. Bojowald, H. Machner, H. Nann, W. Oelert, M. Rogge, P. Turek, «Elastic

- deuteron scattering and optical model parameters at energies up to 100 MeV,» *Physical Review C*, vol. 38, nº 3, pp. 1153-1163, 1988.
- [98] H. An, C. Cai, «Global deuteron optical model potential for the energy range up to 183 MeV,» *Physical Review C*, vol. 73, 2006.
- [99] A.J. Koning, J.P. Delaroche, «Local and global nucleon optical models from 1 keV to 200 MeV,» *Nuclear Physics A*, vol. 713, pp. 231-310, 2003.
- [100] M. Avrigeanu, V. Avrigeanu, F.L. Roman, «Deuteron-induced activation cross-section evaluation for accelerator materials (Cu, Al, Nb),» REPORT for TASK of the EFDA Technology Programme TW5-TTMI-004, 2006.
- [101] V. Zerkin, «EXFOR: Experimental Nuclear Reaction Data,» IAEA-NNDC, [En línea]. Available: <http://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm>.
- [102] N. Yamano, «ACSELAM Library: Table of Isotope Production Cross Section,» JAERI, 1998 . [En línea]. Available: <http://www.ndc.jaea.go.jp/ftpnd/sae/acl.html>.
- [103] «JANIS: Java-based Nuclear Information Software,» NEA-OECD, [En línea]. Available: <http://www.oecd-nea.org/janis/>.
- [104] «IFMIF-EVEDA-ASG collaborative tool,» restringido a miembros del proyecto, [En línea]. Available: <https://project-ifmifeveda-eveda-asg.cea.fr/>.
- [105] Accelerator Safety Group, «Assumptions for Radioprotection and Safety calculations of EVEDA prototype accelerator,» SA07-R001-C (draft), 2010.
- [106] A. Wu Chao, M. Tigner, Handbook of Accelerator Physics and Engineering (3rd. print), World Scientific Publishing Co., 2006.
- [107] F. Arranz, B. Brañas, M. Busch, M. González, A. Muñoz, B. Szcapaniak, L. Castro, P. Galán, D. Iglesias, J. Lapeña, D. López, I. Rucandio, D. Plaza, M. García, B. Gómez, «Evaluation of the electroforming technique for IFMIF-EVEDA beam dump manufacturing,» *Fusion Science and Technology*, vol. 60, nº 2, pp. 538-543, 2011.
- [108] ACCIONA Infraestructuras S. A., «Composición de los hormigones para el estudio de su comportamiento frente a blindaje y activación,» Proyecto NAHRIF PNE-1049, Madrid (España).
- [109] B. Brañas, D. Iglesias, F. Arranz, G. Barrera, N. Casal, M. García, J. Gómez, D. López, J.I. Martínez, F. Martín-Fuertes, F. Ogando, C. Oliver, J.

- Sanz, P. Sauvan, A. Ibarra, «Design of a beam dump for the IFMIF-EVEDA accelerator,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 84, pp. 509-513, 2009.
- [110] F. Ogando, M. García, D. López, P. Sauvan, J. Sanz, A. Mayoral, «Design of an Optimized Beam Dump Shield for the IFMIF/EVEDA facility,» TECF3IR-IFMIF-0001, Madrid (Spain), 2010.
- [111] K. Okada, K. Kondo, K. Ochiai, S. Sato, C. Konno, A. Okamoto, T. Kobuchi, S. Kitajima, M. Sasao, «Measurement of DT and DD neutrons with a TOF spectrometer for determination of fuel ion density ratio in ITER,» *Journal of Plasma Fusion Research SERIES*, vol. 8, pp. 666-669, 2009.
- [112] J.M. Verbeke, J. Vujic, K.N. Leung, *Investigation of  $2H(d, n)3He$  and  $3H(d, n)4He$  fusion reactions as alternative neutron sources for BNCT*, California (USA): LBNL, 1998.
- [113] M. Drosch, *Monoenergetic neutron production by two-body reactions in the energy range from 0.0001 to 500 MeV*, Vienna (Austria), 1999.
- [114] A. Mayoral, J. Sanz, P. Sauvan, D. López, M. García, F. Ogando, «Relevance of d-D interactions on neutron and tritium production in IFMIF-EVEDA accelerator prototype,» *Journal of Nuclear Materials*, vol. 417, pp. 1288-1293, 2011.
- [115] «KEK: High Energy Accelerator Research Organization,» [En línea]. Available: <http://legacy.kek.jp/intra-e/>.
- [116] «Spring-8: Super Photon Ring-8 GeV,» [En línea]. Available: <http://www.spring8.or.jp/en/>.
- [117] « J-PARC: Japan Proton Accelerator Research Complex,» [En línea]. Available: <http://j-parc.jp/index-e.html>.
- [118] P. Joyer, *Comunicación personal*, 2009.
- [119] D.R. Sweetman, «Dissociation of  $H_2^+$  ions by hydrogen,» *Physical Review Letters*, vol. 3, nº 9, 1959.
- [120] E.O. Rausch, E.W. Thomas, «Formation of excited H by impact of 5-30 keV  $H_1^+$ ,  $H_2^+$  and  $H_3^+$  ions on metals surfaces,» *Physical Review A*, vol. 14, nº 5, 1976.

- [121] D. López, J. Sanz, F. Ogando, «Residual Dose Rate Analysis for the IFMIF/EVEDA Prototype Accelerator,» *Fusion Science and Technology*, vol. 62, nº 1, pp. 252-257, 2012.
- [122] J. F. Latkowski, J. Sanz, «Elemental Analysis of As-Build Concrete and Aluminum for the National Ignition Facility and Their Effect upon Residual Dose Rates,» de *First International Conference on Inertial Fusion Sciences and Applications (IFSA'99)*, UCRL-JC-133680, Bordeaux (France), 1999.
- [123] R. Pampin, M.H. O'brien, «Analysis of near-term fusion power plant designs from the material management stance,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 83, pp. 1419-1423, 2008.
- [124] M. Zucchetti , L. Di Pace, L. El-Guebaly, B.N. Kolbasov, V. Massaut, R. Pampin, P.Wilson, «An integrated approach to the back-end of the fusion materials cycle,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 83, pp. 1706-1709, 2008.
- [125] J.R. Han, Y.X. Chen, R. Han, K.M. Feng, R.A. Forrest, «Activation analysis and waste management of China ITER helium cooled solid breeder test blanket module,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 85, nº 5, pp. 761-765, 2010.
- [126] J.F. Latkowski, J. Sanz, J.L. Vujic, M.T. Tobin, «Sequential Charged-Particle and Neutron Activation of Flibe in the HYLIFE-II Inertial Fusion Energy Power Plant Design,» de *Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy (TOFE12)*, Reno (USA), 1996.
- [127] «Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance,» IAEA, Safety Guide No. RS-G-1.7, 2004.
- [128] T. K. U. Quade, «Recycling by Melting,» *International Journal for Nuclear Power*, vol. 54, nº 10, 2009.
- [129] USNRC, «NRC Regulations Title 10 part 61, Code of Federal Regulations,» [En línea]. Available: <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/>.
- [130] S. Fetter, E.T. Cheng, F.M. Mann, «Long term radioactive waste from fusion reactors: part II,» *Fusion Engineering and Design*, vol. 13, pp. 239-246, 1990.
- [131] «Classification of radioactive waste,» IAEA, Safety Series No. 111-G-1.1, 1994.

- [132] «Categorizing operational radioactive wastes,» IAEA, IAEA-TECDOC-1538, 2007.
- [133] J.J. Martínez-Serrano, A. Díez de los Ríos, «Prediction of neutron induced radioactivity in the concrete walls of a PET cyclotron vault room with MCNPX,» *Medical Physics*, vol. 37, n° 11, pp. 6015-6021, 2010.
- [134] M. Kinno, K. Kimurai, T. Nakamura, «Raw material for low activation concrete neutron shields,» *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 39, n° 12, pp. 1275-1280, 2002.
- [135] A. Suzuki, T. Iida, J. Moriizumi, Y. Sakuma, J. Takada, K. Yamasaki, T. Yoshimoto, «Trace elements with large activation cross section in concrete materials in Japan,» *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 38, n° 7, pp. 542-550, 2001.

## **APÉNDICE A. MANUAL DE MC2ACAB**

En este apéndice se ofrece el manual de la versión actual de la aplicación MC2ACAB, en inglés, mostrando sus capacidades más en detalle que lo expuesto en el Capítulo tercero.

### **CONTENTS**

Introduction

Main features and capabilities

Running MC2ACAB

Acknowledgments

References

### **INTRODUCTION**

MC2ACAB tool intends to be an aid to the user on the generation of inputs required to perform activation calculations with ACAB [1] code using the particle fluxes and volumes from an output of MCNPX/MCNP5/MCUNED codes [2,3,4].

It is based on the tool TARTREAD [5], changing the corresponding requirements to read MCNP output and updated to the current version of ACAB.

This manual shows an overview to MC2ACAB, giving its capabilities and a short guidance to how run it. The corresponding user's manuals of MCNP and ACAB codes are encouraged to be consulted due to the notation/definition employed in the following sections.

For any suggestion or comment about this tool, please contact:

Daniel López: [dalogomu@bec.uned.es](mailto:dalogomu@bec.uned.es)

Juan Pablo Catalán: [jpcatalan@bec.uned.es](mailto:jpcatalan@bec.uned.es)

## MAIN FEATURES AND CAPABILITIES

The data extracted by MC2ACAB from the MCNP output are the particle flux averaged on a cell (tally type 4) and volume of the cells designed by the user. As prerequisite, the corresponding tallies could be affected by a tally multiplier card (FM) but not by a comment card (FC). The particle type for which flux extracting is possible is the following: neutron, proton, deuteron, alpha and photon (only one of them in each run).

If tally multiplier card (FM) is not used in the MCNP run, MC2ACAB offer the possibility to enter a suitable factor to scale the flux computed by MCNP ( $1/\text{cm}^2/\text{particle}$ ). If FM card is used, it is only required to enter the unit as source.

The user can select the cells for which activation will be performed among all cells defined in the transport simulation. In this sense, the user has the option to generate an input for each single cell, or generate one for a volume-weighted average over a selected group of cells.

As current version of ACAB offer the possibility to use the processing code COLLAPS, the user can select the option to generate a standard input for collapsing activation cross section library through this processing code. If not, fluxes are written directly into the ACAB input.

When an input for COLLAPS is requested, all possibilities related to group structure used for activation cross section library and particle flux computation offered by ACAB are preserved (it is assumed in this version that both used group structures are the same). When an arbitrary group structure is selected, an additional file named '*boundaries.dat*' is required. This file must contain the energy boundaries (MeV) of the group structure used for flux computation as follows:

- First line: number of lines to read containing the energy boundaries
- Following lines: the corresponding energy boundaries, written in 6E12.5 format

**i.e.:** 35 energy boundaries (1E-11 to 55 MeV) to be read in eleven lines:

11

1.00000E-11 1.10000E-06 1.20000E-06 1.30000E-06 1.40000E-06 1.50000E-06  
 2.25000E-05 2.50000E-05 2.75000E-05 3.00000E-05 3.25000E-05 3.50000E-05  
 6.50000E-05 7.00000E-05 8.00000E-05 9.00000E-05 1.00000E-04 1.10000E-04  
 1.00000E-03 1.10000E-03 1.20000E-03 1.30000E-03 1.40000E-03 1.50000E-03  
 2.25000E-02 2.50000E-02 2.75000E-02 3.00000E-02 3.25000E-02 3.50000E-02  
 6.50000E-02 7.00000E-02 8.00000E-02 9.00000E-02 1.00000E-01 1.10000E-01  
 1.80000E-01 2.00000E-01 2.25000E-01 2.50000E-01 2.75000E-01 3.00000E-01  
 2.75000E+00 3.00000E+00 3.25000E+00 3.50000E+00 3.75000E+00 4.00000E+00  
 8.00000E+00 9.00000E+00 1.00000E+01 1.10000E+01 1.20000E+01 1.30000E+01  
 4.50000E+01 4.60000E+01 4.70000E+01 4.80000E+01 4.90000E+01 5.00000E+01  
 5.10000E+01 5.20000E+01 5.30000E+01 5.40000E+01 5.50000E+01

Regarding materials insertion, the user has the option to enter manually the corresponding either in atomic or weight fraction or use a standard library of materials. This library is a file named '*materials.dat*' and must be written following the rules:

-First line: number of materials contained in the library

-For each material: name (only one line, up to 60 characters long)

number of lines to be written into ACAB input  
defining the material composition

number of element of this material

following lines: INUCL (only identifiers for  
elements supported) and XCOMP (concentration in  
atom/barn/cm) of each element (lines up to 80  
characters long)

**i.e.:** library containing 3 materials:

3

```

Water (1.00 g/cc)
2
2
      10000      80000
6.687E-02 3.343E-02
Dry Air (1.29e-3 g/cc)
2
3
      70000      80000      180000
4.185E-05 1.126E-05 2.669E-07
Al-5083 (2.70 g/cc)
4
9
      120000      130000      140000      220000      240000
      250000      260000      290000      300000
2.944E-03 5.632E-02 2.316E-04 5.093E-05 4.691E-05
2.072E-04 1.165E-04 2.559E-05 6.218E-05
    
```

Similarly to the materials case, the time definition can be made through using either a time generator or a library of predefined scenarios (by default, all units are selected to be printed on the ACAB output). In the case of using the time generator, only continuous irradiation followed by cooling times is supported. Using the library adds the option to use also pulsed-regime scenarios (in this case, the user is prompted to select the cycles to print on the ACAB output) as well as scaling factor for flux in each time step. This library is a file named *'times.dat'* and must be written following the rules:

- First line: number of scenarios contained in the library

- For each scenario: name (up to 60 characters long)

NOPUL, NTSEQ, NOTTS, NVFL parameters

FVAR values, only if NVFL=1 (free format)

number of lines to be read defining time steps

following lines: lines to be written into ACAB input  
defining the time steps (lines up to 80 characters  
long)

**i.e.:** library containing 3 arbitrary scenarios: first one is continuous, the second one is pulsed and the third one is continuous with scaling factor (3 in this case and written in arbitrary format):

```

3
Regime 1: continuous
0 0 6 0
15
< irradiation
8 8 1 1 4 0 0 0
1.00000E+00 2.00000E+00 4.00000E+00 8.00000E+00 1.60000E+01
3.20000E+01 6.40000E+01 9.125E+01
< cooling
0 1 1 8 4 0 0 0
1.00000E+00
0 2 1 1 4 0 0 0
2.00000E+00 4.00000E+00
0 1 1 2 4 0 0 0
7.00000E+00
0 2 1 1 4 0 0 0
1.40000E+01 2.80000E+01
0 1 0 2 4 0 0 0
3.04166E+01
Regime 2: pulsed
18 2 2 0
8
< pulse1/2: irradiation
8 8 1 7 4 0 0 0
1.00000E+00 2.00000E+00 4.00000E+00 8.00000E+00 1.60000E+01
3.20000E+01 6.40000E+01 9.125E+01
< pulse2/2: cooling
0 7 0 8 4 0 0 0
1.00000E+00 2.00000E+00 4.00000E+00 7.00000E+00 1.40000E+01
2.80000E+01 3.04166E+01
Regime 3: continuous+scaling factors
0 0 6 0
3 3 3
  3 3
  3
15
< irradiation
8 8 1 1 4 0 0 0
1.00000E+00 2.00000E+00 4.00000E+00 8.00000E+00 1.60000E+01
3.20000E+01 6.40000E+01 9.125E+01
< cooling
0 1 1 8 4 0 0 0
1.00000E+00
0 2 1 1 4 0 0 0
2.00000E+00 4.00000E+00
0 1 1 2 4 0 0 0

```

```

7.00000E+00
0 2 1 1 4 0 0 0
1.40000E+01 2.80000E+01
0 1 0 2 4 0 0 0
3.04166E+01

```

Other important capabilities supported by ACAB but not reproduced by MC2ACAB are the following: uncertainty mode, restart option and continuous feed. Regarding COLLAPS processing code, only activation cross section collapsing capabilities are reproduced, while those relating effective fission yields or uncertainty mode are not available (by default, units for the fluxes are particles/cm<sup>2</sup>/s and given in order of increasing energy).

The current version of MC2ACAB is written in standard Fortran90 and devoted to run on LINUX. Portability to Windows should not be a problem.

## **RUNNING MC2ACAB**

When MC2ACAB is executed, several questions appear requiring data about MonteCarlo simulation and activation problem. These questions are grouped into two general issues:

- the first one is related to MC simulation and energy group structure of particle fluxes and cross section activation library: MC output name, number of cells defined, selection of the cells to be activated through its identification number, energy group structure used in MC simulation and activation library, request of an volume-weighted average flux, generation of COLLAPS input and flux scaling factor.

- the second one is related to ACAB input: materials, output tables, dose rates type and irradiation/cooling times.

When several cells are selected to be activated separately, the information required to complete ACAB input is asked for each cell.

All required data can be entered by the command line (step by step) or using a standard file as input (*MC2ACAB.exe < input*) including the answers to the corresponding questions. This option reduces the executing time significantly.

The order of the requested cells must be the same than these cells are defined in the tally specification on the MC output (i.e: MC output: f14:n 994 21 44 26, f24:n 1 8 4...; MC2ACAB input: 994 21 44 26 1 8 4 ...).

## ACKNOWLEDGMENTS

The authors would like to thank Javier Sanz and Jeff Latkowski for their contribution on MC2ACAB development.

We also want to thank Susana Reyes for her comments, very useful to get MC2ACAB a more complete tool.

## REFERENCES

- [1] J. Sanz, O. Cabellos, N. García-Herranz, *ACAB: Activation Code for Fusion Applications: User's Manual v2008*, NEA-1839 (2008).
- [2] D. B. Pelowitz, ed., *MCNPX User's Manual, Version 2.6.0*, LA-CP-07-1473 (April 2008).
- [3] X-5 Monte Carlo Team, *MCNP- A General Monte Carlo N-Particle Transport Code- Version 5: User's Guide ,Volume II*, LA-CP-03-0245 (November 2005).
- [4] P. Sauvan, J.Sanz, F.Ogando, *New capabilities for Monte Carlo simulation of deuteron transport and secondary products generation*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, nº 614, pp. 323-330, 2010.
- [5] J. Latkowski, *TARTREAD v1.0: User's Manual*, UCRL-MA-122003, LLNL (1995).

## **APÉNDICE B. CONTRIBUCIONES CIENTÍFICAS ASOCIADAS A LA TESIS**

Este apéndice muestra las publicaciones y presentaciones relacionadas con el trabajo desarrollado en el ámbito de la Tesis, dentro del grupo TECF3IR.

Esta lista compila casi todas las contribuciones que conforman el Curriculum Vitae del doctorando.

### **a) Artículo en revistas JCR y Actas de Conferencia:**

1. J. Sanz, M. García, P. Sauvan, **D. López**, C. Moreno, A. Ibarra, L. Sedano

*Neutron induced activation in the EVEDA Accelerator materials: Implications for the accelerator maintenance*

Journal of Nuclear Materials, Volumes 386-388, 30 April 2009, pp. 991-993

2. J. Sanz, M. García, F. Ogando, A. Mayoral, **D. López**, P. Sauvan, B. Brañas

*First IFMIF/EVEDA radioprotection studies for the preliminary design of the accelerator beam dump*

Fusion Science and Technology / Volume 56 / Number 1 / July 2009 / Pages 273-280

3. B. Brañas, D. Iglesias, F. Arranz, G. Barrera, N. Casal, M. García, J. Gómez, **D. López**, J. I. Martínez, F. Martín-Fuertes, F. Ogando, C. Oliver, J. Sanz, P. Sauvan, A. Ibarra

*Design of a Beam Dump for the IFMIF-EVEDA Accelerator*

Fusion Engineering and Design 84 (2009) 509–513

4. M. García, J. Sanz, P. Sauvan, F. Ogando, **D. López**, C. Moreno, A. Mayoral

*Decay Gamma Dose Rates in the EVEDA accelerator: Impact of the deuteron losses uncertainties in the accelerator maintenance*

Nuclear Technology / Volume 168 / Number 1 / October 2009 / pp. 132-138

5. **D. López**, M. García, J. Sanz, F. Ogando, P. Sauvan, A. Mayoral

*Radiological Hazards Assessments for the Beam Dump of High Intensity Deuteron Accelerators*

Proceedings EPAC08 (EPS-AG, ISBN 978-92-9083-315-4)

6. A. Mayoral, J. Sanz, P. Sauvan, **D. López**, M. García, F. Ogando

*Relevance of d-D interactions on neutron and tritium productions in IFMIF-EVEDA prototype*

Journal of Nuclear Materials 417 (2011) pp.:1288-1293

7. V. Blideanu, M. García, P. Joyer, **D. López**, A. Mayoral, F. Ogando, J. Sanz, P. Sauvan

*Deuteron cross section evaluation for safety and radioprotection calculations of IFMIF/EVEDA accelerator prototype*

Journal of Nuclear Materials 417 (2011) pp.: 1271-1274

8. D. Iglesias, F. Arranz, J.M. Arroyo, G. Barrera, B. Brañas, N. Casal, M. García, **D. López**, J.I. Martínez, A. Mayoral, F. Ogando, M. Parro, C. Oliver, D. Rapisarda, J. Sanz, P. Sauvan, A. Ibarra

*The IFMIF-EVEDA accelerator beam dump design*

Journal of Nuclear Materials 417 (2011) pp.: 1275-1279

9. P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, A.J. Koning, F. Ogando, M. García, **D. López**, A. Ibarra

*Computational Tools and Nuclear data for radioprotection studies in low energy light ions accelerators*

Journal of the Korean Physical Society, Vol. 59, No. 2, August 2011, pp. 1195-1198

10. M. García, F. Ogando, P. Ortego, J.M. Arroyo, B. Brañas, C. Töre, **D. López**, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz

*Optimized design of local shielding for the IFMIF/EVEDA beam dump*

Proceedings SATIF-10 (OCDE 2010, ISBN 978-92-64-03467-9)

11. J. Sanz, P. Sauvan, F. Ogando, **D. López**, M. García, A. Mayoral, F. Ortíz, V. Blideanu, P. Joyer

*Methodology to address radioprotection and safety issues in the IFMIF/EVEDA accelerator prototype*

Proceedings SATIF-10 (OCDE 2010, ISBN 978-92-64-03467-9)

12. F. Arranz, B. Brañas, M. Busch, M. González, A. Muñoz, B. Scepaniack, L. Castro, P. Galán, D. Iglesias, J. Lapeña, **D. López**, I. Rucandio, D. Plaza, M. García, B. Gómez.

*Evaluation of the electroforming technique for IFMIF/EVEDA Beam Dump manufacturing*

Fusion Science and Technology /Volume 60/ Number 2/ August 2011, pp:538-543

13. P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, F. Ogando, M. García, **D. López**

*Computational Tools and Nuclear data for radioprotection studies in low energy light ions accelerators*

Proceedings 3<sup>th</sup> IFMIF Workshop

14. F. Ogando, M. García, **D. López**, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, J.M. Arroyo, B. Brañas, P. Ortego, C. Töre

*Design and radioprotection analysis of a Beam Dump shield for the IFMIF/EVEDA facility*

Proceedings 3<sup>th</sup> IFMIF Workshop

15. M. García, F. Ogando, **D. López**, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, B. Brañas, J. M. Arroyo

*IFMIF/EVEDA Beam Dump shielding: Optimized design of the front part*

Proceedings IPAC 2011, pp: 1635-1637

16. **D. López**, J. Sanz, F. Ogando

*Radioactive waste assessment for the IFMIF/EVEDA facility*

Fusion Engineering and Design 87 (2012) 684-689

17. **D. López**, J. Sanz, F. Ogando

*Residual dose rate analysis for the IFMIF/EVEDA prototype accelerator*

Fusion Science and Technology / Volume 62 / Number 1 / July 2012, pp.: 252-257

18. M. García, F. Ogando, P. Sauvan, J. Sanz, **D. López**, B. Brañas

*Sensitivity to nuclear data in the radioprotection design of the LIPAc (IFMIF/EVEDA) Beam Dump*

Fusion Science and Technology / Volume 62 / Number 1 / July 2012, pp.: 265-271

**b) Documento Científico-Técnico restringido:**

1. European Fusion Development Agreement, EFDA Task: TW6-TTMI- 004: Deliverable 3

*Final Report: Evaluation of neutron production from d-d, and other reactions in the EVEDA accelerator prototype (including beam dump) and evaluation of neutron flux. Evaluation of neutron induced activation and dose rates in the accelerator components*

Autores: J. Sanz, M. García, P. Sauvan, **D. López**, M. Embid, C. Moreno, L. Sedano

Septiembre, 2007

**c) Contribuciones a Congresos y Reuniones de Trabajo:**

1. J. Sanz, M. García, P. Sauvan, **D. López**, C. Moreno, A. Ibarra, L. Sedano.

*Neutron induced activation in the EVEDA Accelerator materials: Implications for the accelerator maintenance*

Tipo de participación: póster

13<sup>th</sup> International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-13)

Niza, Francia. 10–14 Diciembre 2007

2. M. García, J. Sanz, P. Sauvan, F. Ogando, **D. López**, C. Moreno, A. Mayoral

*Decay Gamma Dose Rates in the EVEDA accelerator: Impact of the deuteron losses uncertainties in the accelerator maintenance*

Tipo de participación: Oral

11<sup>th</sup> International Conference on Radiation Shielding (ICRS-11) and the 15<sup>th</sup> Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division (RPSD-2008) of the American Nuclear Society

Georgia, Estados Unidos. 13-18 Abril, 2008.

3. V. Blideanu, J-M. Dumas, P. Joyer, J. Sanz, M. Garcia, **D. López**, P.Sauvan, F. Ogando

*IFMIF/EVEDA accelerator nuclear safety issues and nuclear data needs*

Tipo de participación: Invitada

OECD Nuclear Energy Agency, Nuclear Science Committee

Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-9)

Tennessee, Estados Unidos. 21-23 Abril, 2008

4. **D. López** , M. García, J. Sanz, F. Ogando, P. Sauvan, A. Mayoral

*Radiological Hazards Assessments for the Beam Dump of High Intensity Deuteron Accelerators*

Tipo de participación: póster

11<sup>th</sup> European Particle Accelerator Conference (EPAC08)

Genova, Italia. 23-27 Junio 2008

5. B. Brañas, D. Iglesias, F. Arranz, G. Barrera, N. Casal, M. García<sup>1</sup>, J. Gómez, **D. López**, J. I. Martínez, F. Martín-Fuertes, F. Ogando, C. Oliver, J. Sanz, P. Sauvan, A. Ibarra

*Design of a Beam Dump for the IFMIF-EVEDA Accelerator*

Tipo de participación: Póster

25<sup>th</sup> Symposium on Fusion Technology (25th SOFT 2008)

Rostock, Alemania. 15-19 Septiembre 2008

Darmsdadt, Alemania. Septiembre 2008

6. J. Sanz, M. García, F. Ogando, A. Mayoral, **D. López**, P. Sauvan, B. Brañas

*First IFMIF/EVEDA radioprotection studies for the preliminary design of the accelerator Beam Dump*

Tipo de participación: Oral

18<sup>th</sup> Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy (18<sup>th</sup> TOFE 2008)

San Francisco, Estados Unidos. 28 Septiembre-2 Octubre, 2008

7. J. Sanz, F. Ogando, M. García, A. Mayoral, **D. López**, P. Sauvan

*IFMIF/EVEDA radioprotection studies for the preliminary design of the accelerator Beam Dump*

Tipo de participación: Invitada

Meeting Spiral2 PP (Beam Dump)-CIEMAT

Madrid, España. 5 Diciembre, 2008

8. A. Mayoral, J. Sanz, P. Sauvan, **D. López**, M. García, F. Ogando

*Relevance of d-D interactions on neutron and tritium productions in IFMIF-EVEDA prototype*

Tipo de participación: Póster

14<sup>th</sup> International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-14)

Sapporo, Japón. 6-11 Septiembre 2009

9. V. Blideanu, M. García, P. Joyer, **D. López**, A. Mayoral, F. Ogando, J. Sanz, P. Sauvan

*Deuteron cross section evaluation for safety and radioprotection calculations of IFMIF/EVEDA accelerator prototype*

Tipo de participación: Póster

14<sup>th</sup> International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-14)

Sapporo, Japón. 6-11 Septiembre 2009

10. D. Iglesias, F. Arranz, J.M. Arroyo, G. Barrera, B. Brañas, N. Casal, M. García, **D. López**, J.I. Martínez, A. Mayoral, F. Ogando, M. Parro, C. Oliver, D. Rapisarda, J. Sanz, P. Sauvan, A. Ibarra

*The IFMIF-EVEDA accelerator beam dump design*

Tipo de participación: Póster

14<sup>th</sup> International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-14)

Sapporo, Japón. 6-11 Septiembre 2009

11. J. Sanz, M. García, **D. López**, P. Sauvan, F. Ogando, A. Mayoral, F. Ortiz, A. Ibarra

*Preliminary dose rate assessments for IFMIF/EVEDA accelerator Commissioning: Low Power Beam Dump located after RFQ and DTL*

Tipo de participación: invitada

IFMIF-EVEDA Commissioning Workshop

Tokyo, Japón. 17-18 Septiembre 2009

12. P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, A.J. Koning, F. Ogando, M. García, **D. López**, A. Ibarra

*Computational Tools and Nuclear data for radioprotection studies in low energy light ions accelerators*

Tipo de participación: Póster

International Conference on Nuclear Data for Science and Technology 2010 (ND2010)

JeJu, Korea. 26-30 Abril, 2010

13. M. García, F. Ogando, P. Ortego, J.M. Arroyo, B. Brañas, C. Töre, **D. López**, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz

*Optimized design of local shielding for the IFMIF/EVEDA beam dump*

Tipo de participación: Oral

Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities 2010 (SATIF-10)

Ginebra, Suiza. 2-4 Junio, 2010

14. J. Sanz, P. Sauvan, F. Ogando, **D. López**, M. García, A. Mayoral, F. Ortiz, V. Blideanu, P. Joyer

*Methodology to address radioprotection and safety issues in the IFMIF/EVEDA accelerator prototype*

Tipo de participación: Oral

Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities 2010 (SATIF-10)

Ginebra, Suiza. 2-4 Junio, 2010

15. P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, F. Ogando, M. García, **D. López**

*Computational Tools and Nuclear data for radioprotection studies in low energy light ions accelerators*

Tipo de participación: Oral

3<sup>th</sup> IFMIF Workshop

Madrid, España. 20-22 Septiembre 2010

16. F. Ogando, M. García, **D. López**, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, J.M. Arroyo, B. Brañas, P. Ortego, C. Töre

*Design and radioprotection analysis of a Beam Dump shield for the IFMIF/EVEDA facility*

3<sup>th</sup> IFMIF Workshop

Madrid, España. 20-22 Septiembre 2010

17. F. Arranz, B. Brañas, M. Busch, M. González, A. Muñoz, B. Szcapaniak, L. Castro, P. Galán, D. Iglesias, J. Lapeña, **D. López**, I. Rucandio, D. Plaza, M. García, B. Gómez

*Evaluation of the electroforming technique for IFMIF/EVEDA beam dump manufacturing*

Tipo de participación: Póster

19<sup>th</sup> Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy (19<sup>th</sup> TOFE 2010)

Las Vegas, Estados Unidos. 7-11 Noviembre, 2010

18. M. García, F. Ogando, **D. López**, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, B. Brañas, J. M. Arroyo

*IFMIF/EVEDA Beam Dump shielding: Optimized design of the front part*

Tipo de participación: Póster

2<sup>nd</sup> International Particle Accelerator Conference (IPAC 2011)

San Sebastián, España. 4-9 Septiembre 2011

19. **D. López**, J. Sanz, F. Ogando

*Radioactive waste management for the IFMIF/EVEDA facility*

Tipo de participación: **Póster**

10<sup>th</sup> International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-10)

Portland, Estados Unidos. 11-16 Septiembre 2011

20. **D. López**, J. Sanz, F. Ogando

*Residual dose rate analysis for the IFMIF/EVEDA prototype accelerator*

Tipo de participación: **Póster**

15<sup>th</sup> International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-15)

Charleston, Estados Unidos. 16-22 Octubre 2011

21. M. García, F. Ogando, P. Sauvan, J. Sanz, **D. López**, B. Brañas

*Sensitivity to nuclear data in the radioprotection design of the LIPAc (IFMIF/EVEDA) Beam Dump*

Tipo de participación: Póster

15<sup>th</sup> International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-15)

Charleston, Estados Unidos. 16-22 Octubre 2011

22. **D. López**, F. Ogando, J. Sanz, M. García, P. Sauvan, A. Mayoral

*Residual dose rates assessment for LIPAc*

Tipo de participación: **Oral**

4<sup>th</sup> IFMIF Workshop

Naka, Japón. 5-9 Diciembre 2011

23. F. Ogando, J. Sanz, M. García, P. Sauvan, **D. López**, A. Mayoral

*Estudio de radioprotección del acelerador EVEDA/IFMIF orientado a operaciones de mantenimiento*

Tipo de participación: **Oral**

34ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española

Murcia, 29-31 Octubre 2008