

**TESIS DOCTORAL**

**ESTUDIO DE RADIOPROTECCIÓN EN EL  
PROTOTIPO DE ACELERADOR IFMIF/EVEDA:  
DISEÑO DEL BLINDAJE DEL BEAM DUMP**

**MAURICIO GARCÍA CAMACHO  
INGENIERO INDUSTRIAL**



**DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA  
ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE  
INGENIEROS INDUSTRIALES**

**UNED**

**2013**



**TESIS DOCTORAL**

**ESTUDIO DE RADIOPROTECCIÓN EN EL  
PROTOTIPO DE ACELERADOR IFMIF/EVEDA:  
DISEÑO DEL BLINDAJE DEL BEAM DUMP**

**MAURICIO GARCÍA CAMACHO  
INGENIERO INDUSTRIAL**



**DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA  
ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE  
INGENIEROS INDUSTRIALES**

**UNED**

**2013**





**DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA**  
**ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE**  
**INGENIEROS INDUSTRIALES**  
**UNED**

**Título:** ESTUDIO DE RADIOPROTECCIÓN EN EL  
PROTOTIPO DE ACELERADOR IFMIF/EVEDA:  
DISEÑO DEL BLINDAJE DEL BEAM DUMP

**Autor:** Mauricio García Camacho  
Ingeniero Industrial

**Director:** Javier Sanz Gozalo  
Catedrático de Universidad (UNED)

**Codirector:** Francisco Ogando Serrano  
Profesor Contratado Doctor (UNED)

*Yo soy la luz del mundo;  
el que me siga no caminará en la oscuridad, sino que tendrá la luz de la vida*

Juan 8,12

A mis padres

# Agradecimientos

Este trabajo ha sido realizado fundamentalmente 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”. Se encuadra también 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. Las actividades realizadas forman parte además 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.

Deseo agradecer al Instituto de Fusión Nuclear la beca disfrutada durante el primer año de los estudios de doctorado y a la UNED la beca FPI que durante cuatro años he podido disfrutar y gracias a la cual he podido realizar la presente Tesis.

No puedo olvidar la ayuda que siempre recibí de mi amigo y Director de Tesis Javier Sanz, de mis compañeros del grupo TECF3IR de la UNED y de todos aquellos que me han alentado para llegar hasta aquí.

# Índice

Lista de Tablas.....	i
Lista de Figuras.....	vi
Lista de abreviaturas y acrónimos más utilizados.....	x
PRESENTACIÓN.....	1
1 INTRODUCCIÓN. CONSUMO ENERGÉTICO MUNDIAL Y NECESIDADES FUTURAS: FUSIÓN NUCLEAR Y VIABILIDAD TECNOLÓGICA.....	4
1.1 Consumo energético mundial: el problema del abastecimiento.....	4
1.2 Perspectivas de la fusión nuclear como fuente energética para el futuro.....	7
1.3 Hacia la viabilidad tecnológica de la fusión nuclear: contribución de la instalación IFMIF.....	9
1.4 Conclusiones.....	11
2 EL PROYECTO IFMIF.....	12
2.1 Objetivo de la instalación IFMIF.....	12
2.2 Áreas principales de IFMIF.....	14
2.2.1 Instalación del acelerador.....	15
2.2.2 Instalación del blanco de litio.....	25
2.2.3 Instalación de irradiación de muestras.....	26
2.3 Conclusiones.....	28
3 LA FASE IFMIF/EVEDA.....	29
3.1 Objetivos de la fase IFMIF/EVEDA.....	29
3.2 Los prototipos de la fase IFMIF/EVEDA.....	30
3.2.1 El prototipo de acelerador.....	30
3.2.2 El prototipo de blanco de litio a escala reducida 1:3.....	33
3.2.3 Los prototipos de la zona de ensayos.....	34
3.3 Conclusiones.....	35
4 RADIOPROTECCIÓN EN EL ACELERADOR IFMIF/EVEDA.....	36
4.1 El problema de la radioprotección.....	36
4.2 Fuentes de radiación en la línea del acelerador.....	40
4.2.1 Análisis de las fuentes de radiación en funcionamiento.....	40
4.2.2 Análisis de las fuentes de radiación tras la parada del acelerador.....	43
4.3 Fuentes de radiación en el BD.....	44
4.3.1 Análisis de las fuentes de radiación en funcionamiento.....	44

4.3.2	Análisis de las fuentes de radiación tras la parada del acelerador .....	44
4.4	Otras fuentes de radiación .....	44
4.5	Requerimientos de radioprotección .....	44
4.6	Conclusiones .....	46
5	METODOLOGÍA .....	47
5.1	Metodología para el transporte de radiación .....	48
5.1.1	Carencias de los actuales códigos de transporte en relación al prototipo de acelerador EVEDA 48	
5.1.2	Soluciones para resolver los problemas del transporte de radiación: código MCUNED .....	53
5.1.2.1	Empleo de librerías de deuterones para los cálculos de transporte: implementación en MCNPX y proceso de verificación .....	54
5.1.2.2	Técnica de reducción de varianza aplicada a la generación de partículas secundarias en reacciones inducidas por iones ligeros .....	57
5.1.3	Metodología para el cálculo de la fuente neutrónica debida a la interacción deuterón- deuterio 61	
5.1.3.1	Metodología para la difusión del deuterio implantado .....	62
5.1.3.2	Metodología para el transporte de las partículas secundarias generadas .....	65
5.2	Metodología de aplicación para los cálculos de activación .....	66
5.3	Metodología para la generación de la geometría de la instalación .....	69
5.4	Metodología para la visualización de los resultados .....	69
5.5	Esquema general de la metodología desarrollada .....	70
5.6	Conclusiones .....	73
6	EVALUACIÓN PRELIMINAR DE LAS DOSIS EN EL ENTORNO DEL ACELERADOR IFMIF/EVEDA .....	75
6.1	Determinación de las fuentes de radiación existentes en el entorno del acelerador IFMIF/EVEDA 76	
6.1.1	Metodología preliminar e hipótesis para el cálculo .....	76
6.1.2	Determinación de la evolución del deuterio implantado en el acelerador IFMIF/EVEDA .....	80
6.1.2.1	El proceso de implantación de deuterio en el acelerador. Parámetros considerados .....	80
6.1.2.2	Perfiles de concentración de deuterio en cobre obtenidos .....	83
6.1.2.3	Concentraciones de deuterio en cobre asumidas para los cálculos del flujo neutrónico debido a la interacción deuterón-deuterio .....	84
6.1.2.4	Resultados de la fuente neutrónica producida por la reacción d-D .....	84
6.1.3	Evaluación de la fuente neutrónica en el acelerador IFMIF/EVEDA .....	88
6.2	Evaluación de la dosis en el entorno del acelerador en fase de funcionamiento .....	96

6.2.1	Evaluación de la dosis en el entorno del acelerador en la fase de funcionamiento nominal .	97
6.2.2	Evaluación de la dosis en el entorno del acelerador en la fase de puesta en marcha.....	99
6.3	Evaluación de la dosis en el entorno del acelerador en fase de parada: conclusiones para el mantenimiento.....	105
6.4	Conclusiones .....	108
7	DISEÑO DEL BLINDAJE DEL BEAM DUMP .....	110
7.1	Características del haz de deuterones e implicaciones sobre el diseño del Beam Stop y sus blindajes.....	112
7.2	Sistema de refrigeración del Beam Stop.....	114
7.3	Selección de materiales para el Beam Stop.....	115
7.4	Justificación de la necesidad del blindaje para el Beam Stop.....	119
7.5	Proceso de diseño del blindaje del Beam Dump.....	121
7.5.1	Caracterización de las fuentes de radiación a blindar en la fase de funcionamiento.....	122
7.5.2	Del diseño inicial al modelo optimizado del blindaje .....	123
7.5.2.1	Diseño preliminar de blindaje del Beam Stop.....	124
7.5.2.2	Diseño de blindaje optimizado.....	129
7.5.2.2.1	Materiales adecuados para el blindaje de las fuentes del Beam Stop.....	131
7.5.2.2.2	Análisis de configuraciones de blindaje para la dosis en funcionamiento: selección del blindaje más adecuado.....	133
7.5.2.2.3	Optimización del modelo de blindaje elegido.....	136
7.5.2.3	Configuración final: sustitución de la sala de diagnósticos por el laberinto .....	142
7.6	Cálculos de activación. Dosis residuales tras la parada del acelerador .....	143
7.6.1	Justificación de los materiales activados tenidos en cuenta.....	144
7.6.2	Activación por deuterones del cono de cobre del Beam Stop .....	147
7.6.2.1	Planteamiento inicial para la obtención de la fuente de fotones residual .....	147
7.6.2.2	Deteminación de la fuente de fotones residual.....	148
7.6.3	Activación por neutrones del hierro externo del blindaje del BD.....	151
7.6.4	Activación por neutrones de la parte final (HEBT) de la línea del acelerador.....	158
7.6.5	Activación por neutrones de paredes, techo y suelo de la sala.....	159
7.6.6	Dosis residual en la zona crítica del acelerador debida a la activación del BS: necesidad de blindajes adicionales.....	160
7.6.6.1	Evaluación de la dosis en la zona crítica del acelerador: hormigón de alto contenido en hierro (steel-magnetite).....	162
7.6.6.2	Evaluación de la dosis en la zona crítica del acelerador: hormigón baritado.....	164

7.6.7	Activación de los materiales constituyentes de las soluciones de blindaje adicionales: contribución a la dosis residual en la zona crítica del acelerador .....	165
7.6.7.1	Activación del hormigón convencional tipo JAEA .....	166
7.6.7.2	Activación del hormigón de alto contenido en hierro .....	166
7.6.7.3	Activación del hormigón baritado .....	168
7.6.8	Resultados finales: suma de las contribuciones a la dosis y elección del blindaje final .....	169
7.6.8.1	Implicaciones en la zona crítica de la sala del acelerador.....	169
7.6.8.2	Implicaciones en la zona crítica de la sala del BD.....	172
7.6.8.3	Implicaciones en el interior del laberinto.....	172
7.6.8.4	Blindaje final seleccionado .....	173
7.6.9	Análisis de sensibilidad de las dosis residuales en la sala del BD.....	174
7.6.10	Análisis de sensibilidad de las dosis residuales en la sala del Acelerador .....	175
7.6.11	Conclusiones.....	178
8	CONCLUSIONES.....	179
Anexo 1.	Planos principales del edificio del acelerador IFMIF/EVEDA [Implementation Design Report, 2008]	186
Anexo 2.	Perfiles de concentración de deuterio implantado en las cavidades de cobre del acelerador..	191
Anexo 3.	Evolución de la concentración de deuterio en la superficie del cobre de las cavidades del acelerador	198
Anexo 4.	Cálculos de activación en el entorno del acelerador .....	205
A4.1.	Cálculos para el RFQ.....	205
A4.1.1.	Inventario radiactivo de la sección 2 del RFQ .....	205
A4.1.2.	Dosis gamma en el entorno de la sección 2 del RFQ.....	207
A4.1.3.	Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ.....	209
A4.1.4.	Inventario radiactivo de la sección 10 del RFQ.....	211
A4.1.5.	Dosis gamma en el entorno de la sección 10 del RFQ.....	213
A4.1.6.	Fotones emitidos por la sección 10 del RFQ .....	215
A4.1.7.	Nucleidos dominantes de cara a la actividad específica. Sección 10 del RFQ. Zona 1.....	217
A4.1.8.	Nucleidos dominantes de cara a tasa de dosis de contacto. Sección 10 del RFQ. Zona 1 .....	218
A4.2.	Cálculos para el DTL .....	219
A4.2.1.	Inventario radiactivo de la sección 13 del DTL .....	219
A4.2.2.	Dosis gamma en el entorno de la sección 13 del DTL .....	223
A4.2.3.	Fotones emitidos por la sección 13 del DTL.....	224



A4.2.4. Nucleidos dominantes de cara a la actividad específica. Sección 13 del DTL. Zona 1 .....	226
A4.2.5. Nucleidos dominantes de cara a tasa de dosis de contacto. Sección 13 del DTL. Zona 1 .....	228
REFERENCIAS.....	230
BREVE CURRICULUM del AUTOR relacionado con la TESIS.....	237

# Lista de Tablas

Tabla 1 Especificaciones de diseño de los aceleradores de IFMIF .....	16
Tabla 2 Especificaciones de diseño del inyector de los aceleradores de IFMIF.....	17
Tabla 3 Especificaciones de diseño de los RFQ de los aceleradores de IFMIF.....	19
Tabla 4 Especificaciones de diseño de los DTL de los aceleradores de IFMIF (el DTL a temperatura ambiente ha sido substituido por un sistema HWR superconductor).....	20
Tabla 5 Datos principales de diseño de los DTL de los aceleradores de IFMIF.....	21
Tabla 6 Requerimientos de potencia de las estaciones de RF de los aceleradores de IFMIF .....	23
Tabla 7 Parámetros principales de la línea de alta energía de los aceleradores de IFMIF .....	24
Tabla 8 Parámetros principales de la instalación del blanco de litio de IFMIF.....	25
Tabla 9 Parámetros principales de la instalación de irradiación de muestras de IFMIF .....	27
Tabla 10 Calendario de actividades del Broader Approach .....	30
Tabla 11 Límites de dosis a aplicar en el entorno del acelerador EVEDA .....	36
Tabla 12 Composición del hormigón de las paredes del acelerador.....	45
Tabla 13 Producción neutrónica para la reacción Cu(d,Xn) a 5 y 9 MeV. Comparación de datos de la librería tendl10 con los modelos nucleares de MCNPX .....	57
Tabla 14 Comparación de los códigos MCNPX y MCUNED respecto de la producción neutrónica inducida por protones en un blanco de cobre (tiempo de cálculo referido a un solo procesador).....	60
Tabla 15 Secciones consideradas en el acelerador por razones computacionales.....	78
Tabla 16 Producción neutrónica (n/d) para las distintas secciones del acelerador.....	86
Tabla 17 Valores de la concentración de deuterio en cada sección del acelerador obtenidos con TMAP7...	89
Tabla 18 Valores de flujo neutrónico en la sección 2 del RFQ.....	95
Tabla 19 Valores de flujo neutrónico en la sección 10 el RFQ.....	95
Tabla 20 Valores del flujo neutrónico en la sección 13 del DTL.....	96
Tabla 21 Composición del hormigón empleado en las paredes de la sala del acelerador IFMIF/EVEDA.....	97
Tabla 22 Dosis en funcionamiento: fase de puesta en marcha. Haz de deuterones (125 mA) .....	102
Tabla 23 Dosis en funcionamiento: fase de puesta en marcha. Haz de H2+ (25 mA) .....	102
Tabla 24 Contribución de fotones y neutrones a la dosis en funcionamiento en la fase de puesta en marcha. Pared externa. Haz de deuterones.....	103
Tabla 25 Contribución de fotones y neutrones a la dosis en funcionamiento en la fase de puesta en marcha. Pared externa. Haz de H2+ .....	103
Tabla 26 Contribución de fotones y neutrones a la dosis en funcionamiento en la fase de puesta en marcha. Pared interna. Haz de deuterones.....	103
Tabla 27 Contribución de fotones y neutrones a la dosis en funcionamiento en la fase de puesta en marcha. Pared interna. Haz de H2+.....	104
Tabla 28 Valores de dosis en funcionamiento en fase de puesta en marcha para corriente 1 mA. Haz de deuterones .....	104
Tabla 29 Valores de dosis en funcionamiento en fase de puesta en marcha para corriente 1 mA. Haz de H2+ .....	105
Tabla 30 Valores de dosis residual máxima en el entorno del acelerador.....	108
Tabla 31 Contenido de impurezas (ppm) en el cobre en función del método de fabricación .....	118

Tabla 32 Distribución de energía depositada en las 10 secciones consideradas para la elaboración del input de MCUNED .....	130
Tabla 33 Sensibilidad de la dosis en las paredes sur y este respecto del espesor de polietileno de blindaje frontal-lateral.....	138
Tabla 34 Sensibilidad de la dosis en la pared este respecto del espesor de hierro de blindaje trasero .....	139
Tabla 35 Flujo de deuterones en las 5 secciones consideradas.....	147
Tabla 36 Características de los radioisótopos más importantes producidos debidos a la activación del cono de cobre por deuterones.....	148
Tabla 37 Fuente de fotones resultante de la activación del cono de cobre por deuterones. 1 día de enfriamiento.....	148
Tabla 38 Actividad de Zn65 y fuente de fotones resultante obtenidas en las 50 secciones del cono del BS. 1 día de enfriamiento.....	149
Tabla 39 Valores del flujo neutrónico en cada sector del blindaje de hierro.....	152
Tabla 40 Valores de flujo neutrónico en las 10 capas consideras para el cálculo de activación por neutrones .....	153
Tabla 41 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 1. 1 día de enfriamiento .....	154
Tabla 42 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 2. 1 día de enfriamiento .....	154
Tabla 43 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 3. 1 día de enfriamiento .....	154
Tabla 44 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 4. 1 día de enfriamiento .....	155
Tabla 45 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 5. 1 día de enfriamiento .....	155
Tabla 46 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 6. 1 día de enfriamiento .....	155
Tabla 47 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 7. 1 día de enfriamiento .....	156
Tabla 48 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 8. 1 día de enfriamiento .....	156
Tabla 49 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 9. 1 día de enfriamiento .....	156
Tabla 50 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 10. 1 día de enfriamiento .....	157
Tabla 51 Características de los radioisótopos más importantes producidos debidos a la activación del hierro exterior del blindaje por neutrones.....	157
Tabla 52 Fuente de fotones resultante de la activación del hierro del blindaje lateral por neutrones. 1 día de enfriamiento.....	157
Tabla 53 Fuente de fotones resultante de la activación del último cuadrupolo .....	159
Tabla 54 Composición del hormigón “steel-magnetite” (% peso).....	163
Tabla 55 Dosis residual en el punto crítico de la sala del acelerador. Configuración con hierro de alta densidad. 1 día de enfriamiento .....	164
Tabla 56 Composición centesimal (% peso) del hormigón baritado .....	164
Tabla 57 Actividad y fuente de fotones residual. Opción A .....	166
Tabla 58 Tasa de dosis residual ( $\mu\text{Sv/h}$ ) en la zona crítica de la sala del acelerador. Opción A.....	166
Tabla 59 Flujos neutrónicos en las celdas empleadas en el hormigón de alto contenido en hierro para los cálculos de activación .....	167
Tabla 60 Actividad de los isótopos críticos en la activación del hormigón de alto contenido en hierro (Bq). 1 día de enfriamiento. Opción B.....	167
Tabla 61 Fuente de fotones e isótopos críticos (fot/s). 1 día de enfriamiento. Opción B.....	167
Tabla 62 Actividad y fuente de fotones debido a la activación del hormigón baritado en la zona crítica de la sala del acelerador. Opción C .....	168

Tabla 63 Tasa de dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ ) en la zona crítica de la sala del acelerador. Opción C.....	168
Tabla 64 Contribución de los materiales activados a la tasa de dosis en la zona crítica de la sala del acelerador.....	170
Tabla 65 Tasa de dosis residual a 1 semana de enfriamiento en la zona crítica de la sala del acelerador para los tres casos analizados. ....	171
Tabla 66 Tasa de dosis resultante en la zona crítica de la sala del BD .....	172
Tabla 67 Tasa de dosis en la zona crítica del laberinto.....	173
Tabla 68 Análisis de sensibilidad de la dosis residual en el entorno del BD respecto del método utilizado para calcular el flujo neutrónico .....	175
Tabla 69 Dosis en el punto crítico del acelerador en función del número de sectores utilizados para transportar la fuente de fotones residual .....	176
Tabla 70 Dosis en el punto crítico del acelerador en función del tamaño del mallado utilizado .....	177
Tabla 71 Dosis en el punto crítico del acelerador en función del radio del detector puntual utilizado en su estimación .....	177
Tabla 72 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 1. Sección 2 del RFQ.....	205
Tabla 73 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 2. Sección 2 del RFQ.....	205
Tabla 74 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 3. Sección 2 del RFQ.....	205
Tabla 75 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 4. Sección 2 del RFQ.....	206
Tabla 76 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 5. Sección 2 del RFQ.....	206
Tabla 77 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 6. Sección 2 del RFQ.....	206
Tabla 78 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 7. Sección 2 del RFQ.....	207
Tabla 79 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 8. Sección 2 del RFQ.....	207
Tabla 80 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). Parada .....	207
Tabla 81 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). 1 hora enfriamiento.....	207
Tabla 82 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). 1 día enfriamiento .....	208
Tabla 83 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). 1 semana enfriamiento.....	208
Tabla 84 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). 1 mes enfriamiento.....	208
Tabla 85 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). 1 año enfriamiento .....	208
Tabla 86 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. Parada.....	209
Tabla 87 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 hora de enfriamiento.....	209
Tabla 88 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 día de enfriamiento .....	209
Tabla 89 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 semana de enfriamiento .....	210
Tabla 90 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 mes de enfriamiento.....	210
Tabla 91 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 año de enfriamiento .....	210
Tabla 92 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 1. Sección 10 del RFQ.....	211
Tabla 93 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 2. Sección 10 del RFQ.....	211
Tabla 94 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 3. Sección 10 del RFQ.....	211
Tabla 95 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 4. Sección 10 del RFQ.....	212
Tabla 96 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 5. Sección 10 del RFQ.....	212
Tabla 97 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 6. Sección 10 del RFQ.....	212
Tabla 98 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 7. Sección 10 del RFQ.....	213
Tabla 99 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 8. Sección 10 del RFQ.....	213
Tabla 100 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). Parada.....	213

Tabla 101 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). 1 hora de enfriamiento.....	213
Tabla 102 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). 1 día de enfriamiento .....	214
Tabla 103 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). 1 semana de enfriamiento.....	214
Tabla 104 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). 1 mes de enfriamiento .....	214
Tabla 105 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). 1 año de enfriamiento.....	214
Tabla 106 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. Parada .....	215
Tabla 107 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 hora de enfriamiento.....	215
Tabla 108 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 día de enfriamiento .....	215
Tabla 109 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 semana de enfriamiento .....	216
Tabla 110 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 mes de enfriamiento.....	216
Tabla 111 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 año de enfriamiento .....	216
Tabla 112 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. Parada .....	217
Tabla 113 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 hora de enfriamiento .....	217
Tabla 114 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 día de enfriamiento .....	217
Tabla 115 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 semana de enfriamiento .....	217
Tabla 116 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 mes de enfriamiento.....	217
Tabla 117 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 año de enfriamiento .....	218
Tabla 118 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. Parada .....	218
Tabla 119 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 hora enfriamiento.....	218
Tabla 120 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 día de enfriamiento .....	218
Tabla 121 Nucleidos dominantes. Tasa dosis de contacto. Zona 1. 1 semana enfriamiento.....	218
Tabla 122 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 mes de enfriamiento.....	219
Tabla 123 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 año de enfriamiento. ....	219
Tabla 124 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 1. Sección 13 del DTL.....	219
Tabla 125 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 2. Sección 13 del DTL.....	219
Tabla 126 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 3. Sección 13 del DTL.....	220
Tabla 127 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 4. Sección 13 del DTL.....	220
Tabla 128 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 5. Sección 13 del DTL.....	220
Tabla 129 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 6. Sección 13 del DTL.....	221
Tabla 130 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 7. Sección 13 del DTL.....	221
Tabla 131 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 8. Sección 13 del DTL.....	221
Tabla 132 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 9. Sección 13 del DTL.....	222
Tabla 133 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 10. Sección 13 del DTL.....	222
Tabla 134 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 11. Sección 13 del DTL.....	222
Tabla 135 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). Parada .....	223
Tabla 136 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). 1 hora de enfriamiento .....	223
Tabla 137 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). 1 día de enfriamiento.....	223
Tabla 138 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). 1 semana de enfriamiento .....	223
Tabla 139 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). 1 mes de enfriamiento.....	224
Tabla 140 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). 1 año de enfriamiento.....	224
Tabla 141 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. Parada.....	224
Tabla 142 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. 1 hora de enfriamiento.....	225
Tabla 143 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. 1 día de enfriamiento .....	225

Tabla 144 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. 1 semana de enfriamiento.....	225
Tabla 145 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. 1 mes de enfriamiento .....	226
Tabla 146 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. 1 año de enfriamiento.....	226
Tabla 147 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. Parada.....	226
Tabla 148 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 hora de enfriamiento .....	227
Tabla 149 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 día de enfriamiento .....	227
Tabla 150 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 semana de enfriamiento .....	227
Tabla 151 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 mes de enfriamiento.....	227
Tabla 152 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 año de enfriamiento .....	227
Tabla 153 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. Parada .....	228
Tabla 154 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 hora enfriamiento.....	228
Tabla 155 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 día enfriamiento .....	228
Tabla 156 Nucleidos dominantes. Tasa dosis de contacto. Zona 1. 1 semana enfriamiento.....	228
Tabla 157 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 mes de enfriamiento.....	228
Tabla 158 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 mes de enfriamiento.....	229

# Lista de Figuras

Figura 1 Consumo energético actual y previsiones de futuro pensar en poner ref en los pies .....	4
Figura 2 Evolución de la cantidad de CO <sub>2</sub> atmosférico .....	5
Figura 3 Incremento de la temperatura global del planeta Tierra.....	5
Figura 4 Distribución actual del consumo energético mundial .....	6
Figura 5 Esquema de fusión nuclear deuterio-tritio.....	7
Figura 6 Esquema general de la instalación IFMIF .....	9
Figura 7 Esquema general de funcionamiento de IFMIF .....	13
Figura 8 Vista tridimensional del diseño preliminar de IFMIF.....	14
Figura 9 Esquema conceptual de los aceleradores de IFMIF.....	17
Figura 10 Detalle del RFQ de los aceleradores de IFMIF.....	20
Figura 11 Detalle de la MS y del primer DTL de los aceleradores de IFMIF.....	22
Figura 12 Esquema general del sistema de potencia de los aceleradores de IFMIF.....	23
Figura 13 Esquema general del sistema del blanco de litio de IFMIF.....	26
Figura 14 Esquema general de interacción de las 3 áreas principales de IFMIF.....	28
Figura 15 Instituciones implicadas y responsabilidades en el prototipo de acelerador LIPAC .....	31
Figura 16 Comparación del prototipo de acelerador de EVEDA con el acelerador de IFMIF.....	32
Figura 17 Esquema conceptual de la ubicación del prototipo de acelerador de la fase EVEDA e instalaciones auxiliares.....	32
Figura 18 Imagen del edificio del acelerador prototipo EVEDA.....	33
Figura 19 tareas de la fase IFMIF/EVEDA referidas al blanco de litio y sus sistemas auxiliares.....	34
Figura 20 Esquema del módulo de alto flujo de IFMIF, cápsula de irradiación y acoplamiento con el sistema del blanco de litio (imagen CAD procedente del KIT).....	35
Figura 21 División radiológica de zonas en el entorno del acelerador EVEDA .....	37
Figura 22 Acelerador EVEDA: disposición del “accelerator vault” y salas auxiliares.....	38
Figura 23 Esquema general de la disposición de los componentes del prototipo de acelerador EVEDA .....	39
Figura 24 Principales fuentes de radiación en el acelerador IFMIF/EVEDA.....	41
Figura 25 Evaluación de la distribución de pérdidas en el RFQ.....	42
Figura 26 Acumulación de pérdidas de deuterones a lo largo del RFQ.....	43
Figura 27 Sección eficaz de la reacción $^{61}\text{Ni}(d,n)^{62}\text{Cu}$ . Comparación de datos evaluados y experimentales	49
Figura 28 Sección eficaz de la reacción $^{65}\text{Cu}(d,2n)^{65}\text{Zn}$ . Comparación de datos evaluados y experimentales .....	50
Figura 29 Secciones eficaces obtenidas con y sin ajuste de parámetros mediante el código TALYS para la reacción $^{56}\text{Fe}(d,n)^{57}\text{Co}$ . Comparación con datos experimentales .....	51
Figura 30 Secciones eficaces mejoradas para la reacción $^{65}\text{Cu}(d,2n)^{65}\text{Zn}$ obtenidas con TALYS & parámetros locales OMP. Comparación con resultados experimentales.....	52
Figura 31 Distribución de probabilidad de los neutrones emergentes para la incidencia de deuterones de 9 MeV en cobre natural.....	53
Figura 32 Secciones eficaces de producción neutrónica doble-diferencial para la reacción d-Cu63 con deuterones de 9 MeV .....	55

Figura 33 Dependencia angular del espectro neutrónico para la reacción Cu(d,Xn) a 9 MeV. Comparación de datos experimentales con los modelos INCL4, Isabel y la librería tendl10.....	56
Figura 34 Coeficiente de difusividad en función de la temperatura. Datos experimentales y valor propuesto para la instalación IFMIF/EVEDA.....	64
Figura 35 Evaluación del perfil de concentración espacial de deuterio: comprobación de los datos experimentales mediante la metodología propuesta .....	65
Figura 36 Comparación de las secciones eficaces de la reacción d(D,n)He entre experimentos y la librería ENDF.....	66
Figura 37 Esquema general de entrada de datos en el código ACAB.....	68
Figura 38 Esquema general de salida de funciones respuesta del código ACAB.....	68
Figura 39 Esquema general de metodología empleada en los cálculos realizados en la instalación IFMIF/EVEDA.....	70
Figura 40 Pérdidas de deuterones a lo largo del acelerador. Comparación de las tres estimaciones empleadas en los cálculos .....	79
Figura 41 Modelo geométrico del RFQ empleado en las simulaciones.....	79
Figura 42 Modelo geométrico del DTL empleado en las simulaciones .....	80
Figura 43 Procesos implicados en la difusión del deuterio implantado .....	81
Figura 44 Evaluación de la fuente neutrónica (n/d).....	85
Figura 45 Comparativa del valor n/d para dos evaluaciones del dato .....	85
Figura 46 Sección eficaz normalizada de la reacción d-D .....	86
Figura 47 Distribución angular de la producción neutrónica de la reacción d-D.....	87
Figura 48 Espectro energético de la producción neutrónica de la reacción d-D para 1 MeV.....	87
Figura 49 Espectro energético de la producción neutrónica de la reacción d-D para 9 MeV.....	88
Figura 50 Relación entre las concentraciones de deuterio obtenidas según los dos métodos evaluados.....	90
Figura 51 Fuente neutrónica (n/d). Comparación reacciones d-Cu y d-D en condiciones de saturación .....	90
Figura 52 Fuente neutrónica (n/d). Comparación reacciones d-Cu y d-D según valores TMAP7.....	91
Figura 53 Fuente neutrónica (n/s). Comparación reacciones d-Cu y d-D en condiciones de saturación.....	91
Figura 54 Fuente neutrónica (n/d). Comparación reacciones d-Cu y d-D según valores TMAP7.....	92
Figura 55 Valores de las pérdidas de deuterones para las 13 secciones del acelerador consideradas .....	93
Figura 56 Fuente neutrónica a lo largo del acelerador. Comparación de valores en función de la estimación de pérdidas empleada para el cálculo .....	94
Figura 57 Dosis en funcionamiento debida al inyector (izquierda) y a la MS (derecha) .....	98
Figura 58 Dosis en funcionamiento debida al inyector y la MS. Corte trasversal de la sala del acelerador... ..	99
Figura 59 Posición del LPBD al final del RFQ en la fase de puesta en marcha .....	100
Figura 60 Posición del LPBD al final del DTL en la fase de puesta en marcha .....	100
Figura 61 Dosis en la fase de puesta en marcha debida a la colocación del LPBD al final del RFQ.....	101
Figura 62 Dosis en la fase de puesta en marcha debida a la colocación del LPBD al final del DTL.....	101
Figura 63 Dosis en para en la superficie de la sección 10 del acelerador.....	107
Figura 64 Dosis en parada a 1 metro de la sección 10 del acelerador .....	107
Figura 65 Instalación del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA. Límites de dosis aplicables .....	110
Figura 66 Disposición del acelerador y su BD en el interior del accelerator vault.....	111
Figura 67 Perfil del haz de deuterones (W/cm <sup>2</sup> ) a la entrada del BS .....	113
Figura 68 Perfil de densidad de potencia en la superficie interna del BS.....	113



Figura 69 Configuración del BS y el sistema de refrigeración.....	114
Figura 70 Producción neutrónica de los materiales candidatos analizados para el BS.....	116
Figura 71 Comparación de la dosis de contacto para los materiales candidatos para el BS. 1 año de irradiación de forma continua .....	117
Figura 72 Contribución de las impurezas a la dosis de contacto (losa semi-infinita). Comparación con la dosis proporcionada por el cono de cobre (6 meses de irradiación continua y 1 día de enfriamiento) .....	119
Figura 73 Esquema del acelerador y Bloque de Parada.....	120
Figura 74 Mapa de dosis por neutrones en funcionamiento. Cono desnudo .....	120
Figura 75 Mapa de dosis por fotones en funcionamiento. Cono desnudo.....	121
Figura 76 Mapa de dosis total en funcionamiento. Cono desnudo .....	121
Figura 77 Espectro de fotones y neutrones a blindar.....	122
Figura 78 Límites de dosis a tener en cuenta en el diseño del blindaje del BD.....	123
Figura 79 Distribución del haz de deuterones a la entrada del cono de cobre .....	124
Figura 80 Tasa de dosis por neutrones en funcionamiento debida al BD. (Valores en Sv/h) .....	126
Figura 81 Tasa de dosis por fotones en funcionamiento debida al BD. (Valores en Sv/h) .....	127
Figura 82 Tasa de dosis total en funcionamiento debida al BD. (Valores en Sv/h).....	127
Figura 83 Modelo de emisión puntual utilizado para el input del código MCUNED.....	129
Figura 84 Distribución de energía depositada en la cara interna del cono utilizada para la elaboración del input de MCUNED .....	130
Figura 85 Coeficientes de atenuación másicos para fotones de distintos materiales .....	132
Figura 86 Configuración de la sala del acelerador utilizada para la selección del blindaje del BD más adecuado.....	133
Figura 87 Tasa de dosis en la superficie externa de la sala del acelerador. Caso de material pesado interno .....	134
Figura 88 Tasa de dosis en la superficie externa del accelerator vault. Caso de material pesado externo...135	
Figura 89 Tasa de dosis en la superficie externa del accelerator vault. Caso combinado de material pesado interno y externo.....	136
Figura 90 Eliminación del agua de blindaje lateral en la parte frontal.....	137
Figura 91 Dosis lateral tras la eliminación del agua frontal-lateral de blindaje .....	137
Figura 92 Configuración del blindaje del Beam Dump .....	139
Figura 93 Detalle de la sala de diagnósticos.....	140
Figura 94 Efecto de la sala de diagnósticos en la dosis en funcionamiento por neutrones .....	141
Figura 95 Dosis en el exterior de la pared norte empleando la configuración de la sala de diagnósticos....141	
Figura 96 Blindaje del BD. Disposición final de blindajes con laberinto .....	142
Figura 97 Blindaje del BD. Zonas críticas de cara a la dosis residual en la fase de parada .....	146
Figura 98 Solución de blindaje para la fase de parada .....	151
Figura 99 Sectores del blindaje de hierro considerados para los cálculos de activación por neutrones .....	152
Figura 100 Detalle de la línea de alta energía del acelerador EVEDA. Localización de los 3 últimos cuadrupolos en la parte derecha de la imagen.....	158
Figura 101 Contribución de cada una de las 50 zonas del cono a la dosis residual en el punto crítico del acelerador. 1 día de enfriamiento.....	161
Figura 102 Situación del hormigón de alta densidad en el blindaje frontal del BD (en color rojo) .....	162
Figura 103 Localización "X": evaluación de la dosis residual y análisis de sensibilidad .....	174

Figura 104 Planta. Vista de la sala del LIPAC y servicios auxiliares .....	187
Figura 105 Detalle en planta de la sala del acelerador LIPAC.....	188
Figura 106 Alzado: fachadas Sur y Norte .....	189
Figura 107 Alzado: fachadas Este y Oeste.....	190
Figura 108 Perfil de concentración de deuterio en la sección 1 del acelerador.....	191
Figura 109 Perfil de concentración de deuterio en la sección 2 del acelerador.....	191
Figura 110 Perfil de concentración de deuterio en la sección 3 del acelerador.....	192
Figura 111 Perfil de concentración de deuterio en la sección 4 del acelerador.....	192
Figura 112 Perfil de concentración de deuterio en la sección 5 del acelerador.....	193
Figura 113 Perfil de concentración de deuterio en la sección 6 del acelerador.....	193
Figura 114 Perfil de concentración de deuterio en la sección 7 del acelerador.....	194
Figura 115 Perfil de concentración de deuterio en la sección 8 del acelerador.....	194
Figura 116 Perfil de concentración de deuterio en la sección 9 del acelerador.....	195
Figura 117 Perfil de concentración de deuterio en la sección 10 del acelerador.....	195
Figura 118 Perfil de concentración de deuterio en la sección 11 del acelerador.....	196
Figura 119 Perfil de concentración de deuterio en la sección 12 del acelerador.....	196
Figura 120 Perfil de concentración de deuterio en la sección 13 del acelerador.....	197
Figura 121 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 1 del acelerador .....	198
Figura 122 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 2 del acelerador .....	198
Figura 123 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 3 del acelerador .....	199
Figura 124 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 4 del acelerador .....	199
Figura 125 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 5 del acelerador .....	200
Figura 126 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 6 del acelerador .....	200
Figura 127 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 7 del acelerador .....	201
Figura 128 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 8 del acelerador .....	201
Figura 129 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 9 del acelerador .....	202
Figura 130 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 10 del acelerador .....	202
Figura 131 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 11 del acelerador .....	203
Figura 132 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 12 del acelerador .....	203
Figura 133 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 13 del acelerador .....	204

## Lista de abreviaturas y acrónimos más utilizados

ASG	Accelerator System Group
ACAB	ACtivation ABacus code
AIE	Agencia Internacional de la Energía
BD	Beam Dump
BA	Broader Approach
BS	Beam Stop
CEA	Commissariat à l'énergie Atomique
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas
CAD	Computer Aided Design
CATIA	Computer-Aided Three dimensional Interactive Application
DEMO	DEMONstration power plant
DTL	Drift Tube Linac
EVEDA	Engineering Validation and Engineering Design Activities
EAF2007	European Activation File
ENDF	Evaluated Nuclear Data File
EXFOR	Experimental Nuclear Reaction Data
FCM	Fusión por Confinamiento Magnético
FCI	Fusión por Confinamiento Inercial
FC	Faraday Cup
HEBT	High Energy Beam Transport
HWR	Half Wave Resonator

IFMIF	International Fusion Materials Irradiation Facility
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
IFERC	International Fusion Energy Research Centre
ICRP74	International Commission on Radiological Protection
ISABEL	Intranuclear Model
INCL4	Intra-Nuclear Cascade Liège
JET	Joint European Torus
JAEA	Japan Atomic Energy Agency
J-PARC	Japan Proton Accelerator Research Center
KEK	High Energy Accelerator Research Organization
LEDA	Low-Energy Demonstration Accelerator
LAQGSM	Los Alamos Quark-Gluon String Model
LEBT	Low Energy Beam Transport
LPBD	Low Power Beam Dump
MCPLIB04	Photon Library for Transport
MCAM	Monte Carlo Automatic Modeling system
MCUNED	Monte Carlo Universidad Nacional de Educación a Distancia
MCNPX	Monte Carlo N-Particle eXtended
MS	Matching Section
NIF	National Ignition Facility
OMP	Optical Model Parameter
PHITS	Particle and Heavy Ion Transport code System
RFQ	Radio-Frequency Quadrupole

SRIM	Stopping and Range of Ions in Matter
TECF3IR	Grupo de investigación en Tecnologías de sistemas nucleares de Fisión, Fusión y Fuentes de IRradiación
TALYS	Software for Nuclear Reactions Simulations
TENDL	Talys-based Evaluated Nuclear Data Library
TMAP7	Tritium Migration Analysis Program
UNED	Universidad Nacional de Educación a Distancia

## PRESENTACIÓN

La presente Tesis es el fruto del trabajo realizado en los últimos seis años (2007-2012) en el Área Nuclear del Departamento de Ingeniería Energética de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Nacional de Educación a Distancia (UNED), concretamente en el seno del grupo de investigación en Tecnologías de sistemas nucleares de Fisión, Fusión y Fuentes de Irradiación (TECF3IR).

La labor realizada por el autor de esta Tesis ha tenido como objetivo ciertos análisis de radioprotección del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA, también conocido como LIPAC, tanto a nivel de evaluación preliminar del propio acelerador como de diseño de los blindajes del Bloque de Parada (Beam Dump).

Este trabajo se ha realizado en el marco de la participación española dentro del “Accelerator System Group” (ASG) del proyecto IFMIF/EVEDA, dentro de la cual, el grupo TECF3IR tiene la responsabilidad de llevar a cabo los cálculos de protección radiológica relativos al Bloque de Parada del haz, así como, de forma compartida con el “Commissariat à l'énergie Atomique” (CEA), de realizar cálculos de radio-protección y seguridad del prototipo de acelerador.

El proceso de desarrollo llevado a cabo durante el periodo de realización de esta Tesis, ha constado de tres partes fundamentales.

Por un lado, se analizó la problemática de este tipo de instalaciones relativa a las radiaciones generadas, los límites de dosis a cumplir, etc., definiéndose a partir de ella el objetivo fundamental de la Tesis: proteger a los trabajadores profesionalmente expuestos y al público en general de las radiaciones existentes.

Por otra parte, se evaluó el estado del arte relativo al cálculo de las funciones respuesta necesarias para cumplir con el objetivo marcado, y se identificaron los problemas derivados del uso de la metodología disponible. Se desarrolló asimismo una nueva metodología diseñada para dotar a los cálculos de la necesaria fiabilidad.

Finalmente, se aplicó la metodología considerada como más adecuada a la evaluación de las magnitudes necesarias en los cálculos de radioprotección del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA. Se analizaron las consecuencias derivadas de los resultados obtenidos y se señalaron las mejoras necesarias a llevar a cabo para la resolución de los problemas detectados,

tanto en el aspecto metodológico, como en el relativo a la aplicación de las medidas de protección radiológica.

Los trabajos realizados en la presente Tesis han sido utilizados en el diseño y construcción del Beam Dump (BD) del acelerador LIPAC, actualmente en fase de desarrollo. Respecto del acelerador, se realizó un análisis preliminar del campo de radiación existente en su entorno y las implicaciones de radioprotección que se derivan de ello. Respecto del BD, se procedió al diseño de los blindajes necesarios para cumplir con los requerimientos de dosis en funcionamiento y permitir el mantenimiento manual de los equipos ubicados en el interior de la instalación tras un tiempo de espera razonable.

El capítulo 1 presenta, a modo de introducción, el papel que puede jugar la fusión nuclear para paliar los problemas derivados de las necesidades futuras de energía de la población mundial. De este modo, se justifica la construcción de la instalación IFMIF, como apoyo en el desarrollo de materiales para los futuros reactores de fusión nuclear, los cuales han de soportar elevadas cargas de radiación, y por tanto de daño.

El capítulo 2 está dedicado a mostrar los objetivos, composición y funcionamiento de IFMIF. Posteriormente, el capítulo 3 describe la fase previa a la construcción de IFMIF, conocida como EVEDA, cuya misión es la de 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., así como validar los conceptos de la instalación IFMIF, para lo cual se propone la construcción prototipos de sus unidades principales.

Uno de estos prototipos, el acelerador LIPAC, es el objeto del análisis de radioprotección que constituye la presente Tesis. En el capítulo 4 se describe la problemática asociada al funcionamiento de este acelerador LIPAC, tanto en lo relativo a la propia línea del acelerador como a su bloque de parada.

Para enfrentarse a la evaluación de todas las funciones respuesta necesarias en el análisis de radioprotección de LIPAC, es necesario disponer de la metodología adecuada, cuya selección, desarrollo y justificación es objeto del capítulo 5.

La evaluación preliminar del campo de dosis en el entorno de línea del acelerador es el objetivo del capítulo 6, el cual proporciona la toma de contacto con la problemática existente en la

instalación LIPAC, mostrando las carencias de la metodología tradicional y sirviendo para el desarrollo de una nueva metodología, la cual es aplicada al diseño del blindaje del bloque de parada en el capítulo 7.

Finalmente, el capítulo 8 está dedicado a mostrar las conclusiones obtenidas, así como a señalar los trabajos futuros que se entienden necesarios a la luz de la experiencia adquirida en la realización de la presente Tesis.



# 1 INTRODUCCIÓN. CONSUMO ENERGÉTICO MUNDIAL Y NECESIDADES FUTURAS: FUSIÓN NUCLEAR Y VIABILIDAD TECNOLÓGICA.

## 1.1 Consumo energético mundial: el problema del abastecimiento

Las predicciones actuales de la Agencia Internacional de la Energía indican que el consumo energético mundial aumentará en un 60 % hacia el año 2030 y se doblará en torno al año 2045. La figura 1 muestra el consumo actual y previsto de energía basado en distintos escenarios de crecimiento de la población, tanto a nivel global como en función de distintos estilos de consumo energético derivados del nivel de desarrollo económico [Brown, 2011].

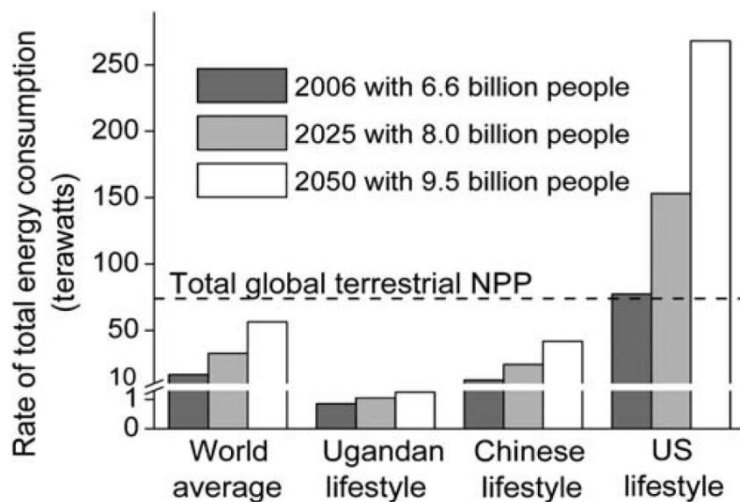
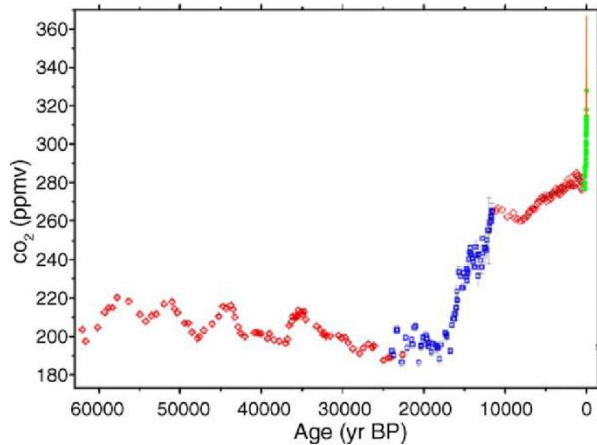


Figura 1 Consumo energético actual y previsiones de futuro pensar en poner ref en los pies

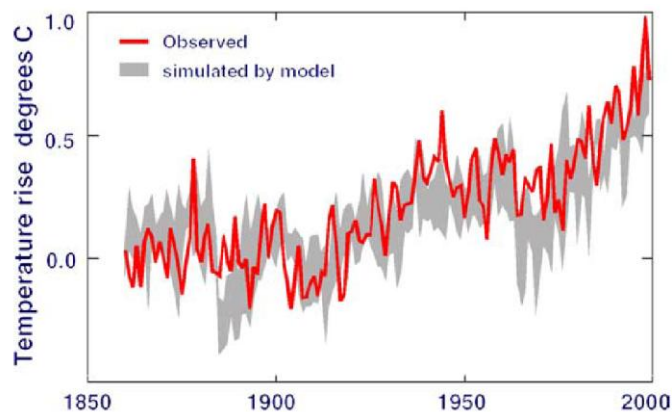
Actualmente, el 80 % del consumo energético está derivado del uso de combustibles fósiles. Este hecho incide directamente sobre un posible cambio climático así como sobre el efecto que la polución tiene en la salud de personas y el daño al medio ambiente. Es por lo tanto necesario encontrar alternativas para nuestro consumo energético que se ven agravadas por el hecho de que las reservas de combustible fósil tienden a agotarse.

El consumo de combustibles fósiles hace que la cantidad de CO<sub>2</sub> en la atmósfera se haya incrementado sustancialmente desde el inicio de la revolución industrial [Smith, 2005], tal y como se observa en la figura 2.



**Figura 2 Evolución de la cantidad de CO2 atmosférico**

Este aumento del CO<sub>2</sub> atmosférico puede contribuir al incremento de la temperatura global del planeta. El aumento de la temperatura media, representada en la figura 3 [Smith, 2005], provoca efectos fácilmente observables, como es la elevación del nivel de los mares debido a la desaparición de las grandes formaciones de hielo existentes en las zonas más frías del planeta. La elevación de dichos niveles de los mares y océanos podría suponer un efecto catastrófico, provocando enormes migraciones de población y efectos económicos inimaginables.



**Figura 3 Incremento de la temperatura global del planeta Tierra**

Para combatir los dramáticos efectos indicados, la limitación de la cantidad de CO<sub>2</sub> a 500 ppm alrededor del año 2050 es una medida que podría aminorar estos problemas [Smith, 2005]. El departamento de energía de los EE.UU. estima que para cumplir dicho objetivo, sería necesario modificar la producción de energía eléctrica de tal manera que dos tercios del total de la producción energética mundial en la fecha señalada (20 TW sobre un total de 30 TW) no produzcan emisiones

de CO<sub>2</sub>. Estos 20 TW suponen más del 50 % superior al consumo mundial en 2005. Igualmente se señala que no existe actualmente una tecnología capaz de enfrentar dicho reto.

Por otra parte, al ritmo de consumo actual, los combustibles fósiles no podrán surtir de energía a la población futura.

¿Cuál debería ser el enfoque que debería dar la sociedad a este problema de gran magnitud? En primer lugar la concienciación del mismo, sobre todo en aquellos países de gran consumo doméstico, lo cual redundaría en un mejor aprovechamiento energético. Pero esto nunca va a ser suficiente a no ser que aceptemos renunciar a muy buena parte de las comodidades que nos proporciona el desarrollo tecnológico que hemos alcanzado. Ello nos lleva a tener que considerar la investigación y desarrollo en nuevas fuentes de energía además de mejorar la eficiencia de las ya disponibles. El futuro parece necesitar de una mezcla de fuentes energéticas a fin de dotar de energía suficiente a la población evitando el deterioro del medio ambiente.

En la figura 4 se muestra la distribución actual del consumo de energía mundial [Brown, 2011]. El consumo anual total es de aproximadamente 15.9 terawatios, de los cuales alrededor del 85 % proceden de producción mediante combustibles fósiles.

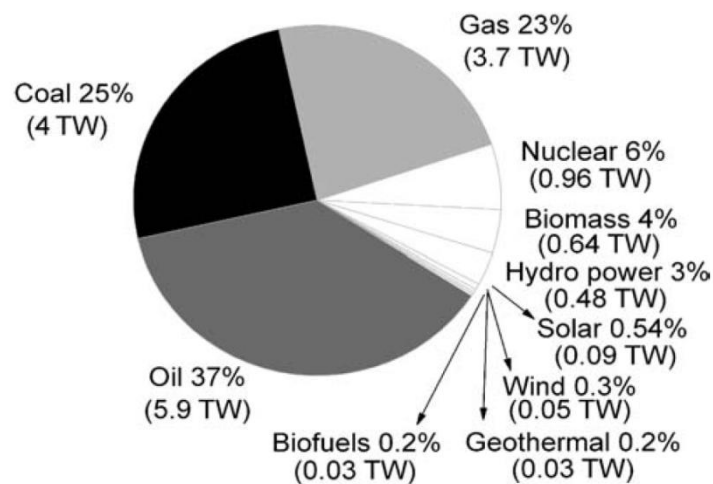


Figura 4 Distribución actual del consumo energético mundial

## 1.2 Perspectivas de la fusión nuclear como fuente energética para el futuro

El papel que la energía nuclear puede jugar en el denominado “mix” energético es de gran importancia. Actualmente, las centrales nucleares, que aportan el 6 % de la energía total consumida en el planeta, utilizan la energía de fisión para la producción de energía. La energía de fisión presenta el problema de la acumulación de residuos de alta actividad, los cuales han de ser controlados durante largos periodos de tiempo. Además de ello, existe una oposición social a este tipo de instalaciones basada en gran medida en el desconocimiento de la población acerca de este tipo de tecnología, pero que no se puede ignorar por parte de los legisladores.

En el momento actual, la energía de fusión supone una gran esperanza para ayudar a solventar el problema de la producción energética mediante unas tecnologías que no contribuyen al calentamiento global ya que son libres de emisión de CO<sub>2</sub> y además producen una cantidad de residuos radiactivos mucho menor y de mucha menor peligrosidad que las centrales actuales de fisión. Sin embargo, la fusión nuclear está aún lejos de constituir una fuente energética fiable y económicamente viable. Todo parece indicar que la fusión controlada proveedora de energía a las redes de consumo podrá ser conseguida en unos cuantos años, ¿pero cuántos?

La comunidad internacional ya se ha puesto en marcha en la investigación y desarrollo de la fusión nuclear como fuente energética. Para llevar a cabo la fusión nuclear, se ha de lograr que dos núcleos ligeros (usualmente alguno de los isótopos del hidrógeno, como el deuterio o el tritio) se acerquen lo suficiente como para vencer la repulsión electrostática y den lugar a uno más pesado (en el caso del hidrógeno, se obtiene helio) y energía. La figura 5 muestra el esquema de una reacción de fusión típica deuterio-tritio.

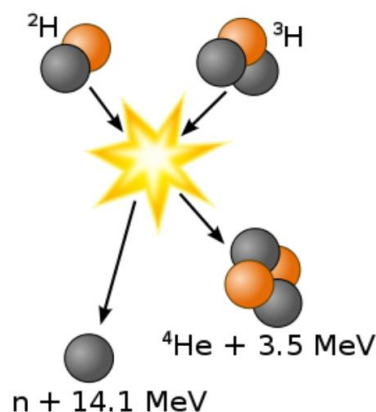


Figura 5 Esquema de fusión nuclear deuterio-tritio

Sin embargo, las temperaturas necesarias para que estos núcleos se acerquen lo suficiente son de millones de grados, estado en el cual el hidrógeno está totalmente ionizado, es decir, los electrones y los núcleos están separados, formando lo que se conoce como plasma. Es necesario contener este plasma por un tiempo suficientemente largo como para que se produzcan muchas reacciones de fusión, pero hay que tener en cuenta que a temperaturas tan altas no hay muchas opciones de cómo hacerlo. Desde el punto de vista científico, existen dos grandes categorías para la producción de la fusión nuclear, la fusión por confinamiento magnético (FCM) y la fusión por confinamiento inercial (FCI). En la FCI, el plasma se mantiene confinado por muy poco tiempo (nanosegundos), pero a densidades muy altas (con lo que se producen muchas reacciones). Se consigue comprimiendo una pastilla que contiene combustible de fusión mediante láseres de gran potencia. En la FCM se procede a cerrar las líneas del campo magnético que contiene el plasma sobre sí mismas, de tal forma que estén contenidas en una región limitada del espacio. Así, las partículas estarán confinadas a densidades más modestas durante tiempos lo suficientemente largos como para conseguir muchas reacciones de fusión.

Se han construido varias instalaciones de FCM del tipo tokamak, tales como el “Tokamak Fusion Test Reactor” (TFTR) y el “Joint European Torus” (JET), pero ninguno de ellos ha conseguido producir más energía térmica que la energía eléctrica que consumen. No obstante, el proyecto de FCM, ITER, lidera actualmente el intento de comercializar la energía de fusión.

En cuanto a las instalaciones de FCI, la más prometedora es la “National Ignition Facility” (NIF). Los últimos resultados ofrecen la suficiente confianza a los investigadores como para pensar en la FCI como una forma realista de producción energética de forma comercial.

Si bien las instalaciones indicadas de FCI y FCM nos demuestran la viabilidad científica de la fusión nuclear, la viabilidad tecnológica, es decir, su utilización como fuente de energía de una manera fiable y económicamente viable, está aún por demostrar.

Para la generación comercial de electricidad mediante la fusión, es necesario solventar una serie de problemas tecnológicos, como son la resistencia de los materiales más severamente expuestos a las condiciones de radiación esperadas en estos reactores, la baja activación de los mismos o la regeneración del combustible tritio, a fin de que el sistema garantice su autosuficiencia.

### 1.3 Hacia la viabilidad tecnológica de la fusión nuclear: contribución de la instalación IFMIF

El diseño de nuevos materiales es un punto clave en la demostración de la viabilidad tecnológica de la fusión. El programa que alberga la “International Fusion Materials Irradiation Facility” (IFMIF) está orientado a la cualificación de dichos materiales para los futuros reactores comerciales. La instalación IFMIF [IFMIF, 2004], cuyo esquema se muestra en la figura 6, es un proyecto conjunto de la Unión Europea, Japón, la Federación Rusa y los Estados Unidos de América bajo los auspicios de la Agencia Internacional de la Energía (AIE).

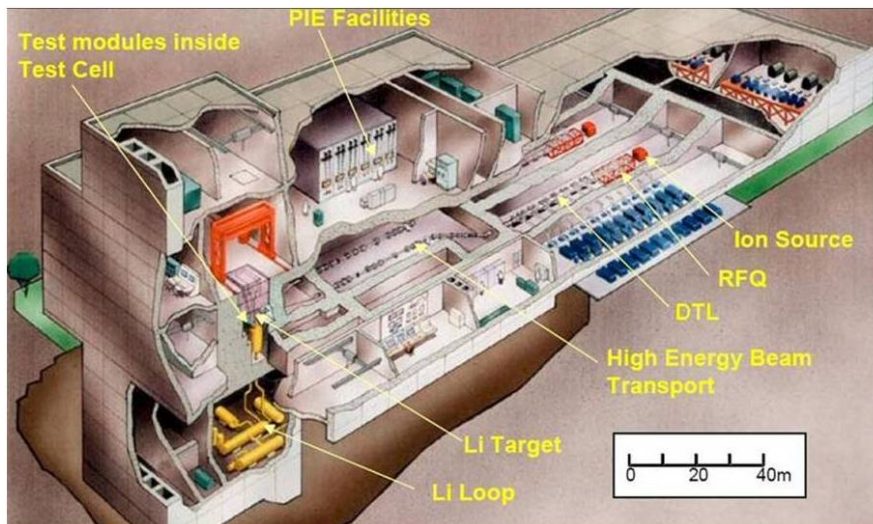


Figura 6 Esquema general de la instalación IFMIF

El objetivo del proyecto IFMIF es ahondar en el conocimiento del comportamiento de los materiales requeridos para la construcción de un futuro reactor de fusión. Ya que en la actualidad no existe ninguna instalación para ensayos de irradiación que pueda simular de manera adecuada las condiciones del interior de un reactor de fusión, IFMIF proveerá de una fuente neutrónica de alta intensidad y espectro equivalentes al del reactor de fusión. IFMIF consistirá esencialmente en dos aceleradores de deuterones de alta intensidad –del orden de 125 mA cada uno- y energía de 40 MeV, que inciden sobre un blanco de Li líquido. Mediante reacciones nucleares de “stripping” se genera un espectro neutrónico de las características deseadas para la mayor parte de los materiales de interés.

No obstante, antes de la construcción de IFMIF es necesario validar el diseño y la ingeniería de esta instalación, lo cual es misión de la “Engineering Validation and Engineering Design

Activities”, fase conocida como EVEDA [Garin, 2009]. La fase EVEDA de IFMIF nace en Febrero de 2007 en el seno del acuerdo entre Japón y Europa, llamado “Broader Approach” (BA) enfocado a la fusión, y tiene como objetivo complementar el proyecto de FCM ITER por un lado y desarrollar tecnologías avanzadas para futuros reactores de fusión por otro. Los proyectos e instalaciones que componen dicho acuerdo son la fase EVEDA de IFMIF, el proyecto del Satellite Tokamak JT60-SA y el Centro internacional de Computación para el Desarrollo de la Energía de Fusión (IFERC).

En la fase EVEDA se ha de realizar la construcción de prototipos de las unidades principales de IFMIF: un prototipo del acelerador (de las mismas características que el de IFMIF pero de energía máxima 9 MeV, en vez de los 40 MeV previstos para aquél), el blanco de litio a escala reducida y las celdas de irradiación. Estas actividades están encomendadas al equipo del proyecto situado en Japón y los grupos específicos distribuidos entre Europa y Japón.

Con estos proyectos realizados, el reactor demostrador de la viabilidad económica y tecnológica, conocido como “DEMONstration Power Plant” (DEMO) se podría materializar entorno al 2035. Esta línea temporal es conocida como “Fast Track to Fusion Power” [Smith, 2005], y es la política oficial de la UE.

Las actividades de la Unión Europea respecto del prototipo del acelerador son lideradas por tres países: Francia (DSM/DAPNIA-Saclay), España (CIEMAT-Madrid) e Italia (INFN-Legnaro). La coordinación de los estudios y realización del acelerador prototipo se han confiado al Equipo Europeo (ASG IFMIF-EVEDA).

En el momento actual de la fase EVEDA, y en lo que respecta a las actividades del acelerador, España es responsable fundamentalmente de las tres siguientes tareas: i) sistema de radiofrecuencia que alimenta las cavidades de este acelerador prototipo, ii) sistema BD (absorbedor del haz) y iii) corresponsable junto al equipo francés de las actividades de seguridad/radioprotección relacionadas con el diseño de los elementos del acelerador y del diseño del BD. El CIEMAT es la entidad responsable de coordinar la ejecución de los proyectos en que España participa.

Las actividades relativas a los estudios de seguridad y radioprotección para el acelerador EVEDA y para la definición del diseño de ingeniería del acelerador de IFMIF, han sido delegadas a nivel técnico al grupo TECF3IR de la Universidad Nacional de Educación a Distancia (UNED), que es el responsable dentro del grupo de trabajo europeo, ASG IFMIF-EVEDA, de coordinar y dar cuenta de la actividad española en el campo.

La presente Tesis está desarrollada en el marco de la participación española en el proyecto EVEDA, más concretamente de las actividades encomendadas al grupo TECF3IR, de la UNED, y tiene como objetivo fundamental realizar el diseño del blindaje del BD del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA así como llevar a cabo distintas tareas del análisis preliminar de radioprotección del acelerador. Este trabajo ha supuesto el desarrollo de varias actividades principales: i) evaluación de las radiaciones existentes en la instalación y su problemática asociada, ii) análisis de las herramientas computacionales disponibles, su fiabilidad para la instalación objeto de esta Tesis y el desarrollo o adaptación de una metodología fiable y iii) aplicación de la metodología desarrollada al diseño del blindaje del BD. El objetivo final del diseño del blindaje ha de ser consistente con los requerimientos de dosis impuestos a fin de mantener la seguridad para los trabajadores profesionalmente expuestos y el público en general.

## **1.4 Conclusiones**

Las necesidades energéticas futuras de la población mundial hacen necesario el desarrollo de nuevas fuentes de energía. El papel que puede jugar la fusión nuclear en el suministro de energía es esperanzador, si bien necesita de un desarrollo tecnológico previo una vez demostrada su viabilidad científica. La instalación IFMIF estará destinada a la resolución de uno de los problemas que es necesario solventar a día de hoy para el desarrollo tecnológico de la fusión nuclear: la cualificación de materiales que sean capaces de soportar las severas condiciones de irradiación previstas en las plantas de fusión. Previo a la construcción de IFMIF, es necesario validar el diseño y la ingeniería previstas para esta instalación, tarea encomendada a la fase IFMIF/EVEDA, actualmente en ejecución.

La presente Tesis tiene como objetivo el análisis preliminar de ciertos aspectos de protección radiológica del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA así como el diseño de los blindajes de su bloque de parada (BD). Los trabajos realizados en este sentido serán empleados para mantener a trabajadores profesionalmente expuestos y público en general en condiciones seguras respecto de los campos de radiación generados debido al funcionamiento de la instalación.



## 2 EL PROYECTO IFMIF

### 2.1 Objetivo de la instalación IFMIF

En la actualidad no existe ninguna instalación para ensayos de irradiación que pueda simular de manera adecuada las condiciones del interior de un reactor de fusión. Por ello, el objetivo fundamental de la instalación IFMIF es producir una fuente de neutrones que simule dichas condiciones y que sirva para estudiar el comportamiento de los materiales candidatos a formar parte de los reactores de fusión [Shannon, 2000].

Las condiciones de diseño que ha de cumplir ésta fuente neutrónica pueden resumirse en las siguientes:

- 1) el espectro de neutrones debe ser parecido al de un reactor de fusión, ya que el efecto de la radiación neutrónica sobre los materiales depende críticamente de la energía de los neutrones. Más en concreto, el parámetro que generalmente se utiliza para definir el efecto de la radiación es el cociente entre el He generado mediante reacciones nucleares y el número de desplazamientos de iones de su posición de la red (parámetro éste último conocido como dpa).
- 2) La forma en que se produce la interacción de los neutrones con los átomos del material también es importante. Como consecuencia de la interacción con las partículas incidentes, los núcleos del material reciben una cierta energía que los desplaza de su posición (recoil atoms). El espectro de energías de esos átomos es importante ya que determina el tipo de defectos que introducen en el material.
- 3) La fuente de radiación debe de ser continua. En el caso de una fuente pulsada, no está claro que el efecto que produce la radiación incidente sea equivalente a la deseada.
- 4) Debe de ser capaz de proporcionar valores de dosis del orden de 150 dpa en unos pocos años en un volumen de irradiación significativo. Esto significa que se requieren altos flujos de neutrones (del orden de  $10^{18}$  n/m<sup>2</sup>s en la zona de más alta irradiación) y una máquina con una tasa de disponibilidad muy alta (del orden del 70%). Además debe permitir el acceso a la zona de irradiación ya que, en algunos casos, es necesario el control de la temperatura y la atmósfera, así como realizar medidas y experimentos in-situ [Boutard, 2006].

Estas condiciones excluyen de forma natural las fuentes de neutrones que se basan en reacciones de espalación, mientras que otro tipo de fuentes, como las de plasma, se han descartado por su mayor riesgo tecnológico. En el proceso de evaluación se llegó al consenso de emplear un acelerador de deuterones, el cual, mediante la reacción de stripping con un blanco de litio, produciría la fuente neutrónica deseada.

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 ser sometidos a mayores tasa de flujo neutrónico 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.

La figura 7 muestra el esquema general de funcionamiento de la instalación IFMIF. El inyector del acelerador genera los iones de deuterio que son posteriormente acelerados en varias etapas hasta alcanzar los 40 MeV. Una vez alcanzada esa energía, el haz de deuterones interacciona con el flujo de litio generando la fuente neutrónica deseada. Los materiales a probar son sometidos a dicha fuente neutrónica que se considera representativa de las condiciones esperadas en un reactor de fusión.

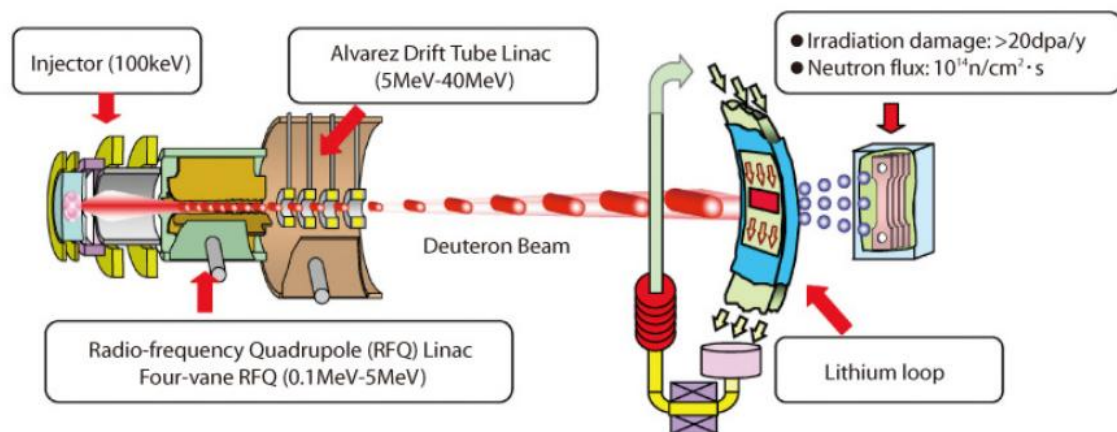


Figura 7 Esquema general de funcionamiento de IFMIF

Para el diseño y construcción de IFMIF, un equipo internacional formado por científicos y técnicos de la Unión Europea, Japón, los Estados Unidos de América y Rusia, desarrollaron, bajo los auspicios de la Agencia Internacional de la Energía, un diseño conceptual para dicha instalación.

La figura 8 muestra una vista tridimensional del diseño finalmente consensuado: una fuente neutrónica basada en acelerador. Consiste esencialmente en dos aceleradores de deuterones, de alta intensidad –de 125 mA cada uno- y energía de 40 MeV, que inciden sobre un blanco de litio líquido. Mediante reacciones nucleares de “stripping” se genera un espectro neutrónico de las características deseadas para la mayor parte de los materiales de interés. La zona de test para las muestras de materiales está situada detrás del banco del litio, y es dividida en diferentes de regiones de flujo: la zona de alto flujo, con un volumen de 0.5 litros y un valor esperado de 55 dpa/full power year; la zona de flujo medio, con un volumen de 6 litros y un valor de 20 dpa/full power year; y la zona de bajo flujo, de 100 litros y valores inferiores a 1 dpa/full power year.

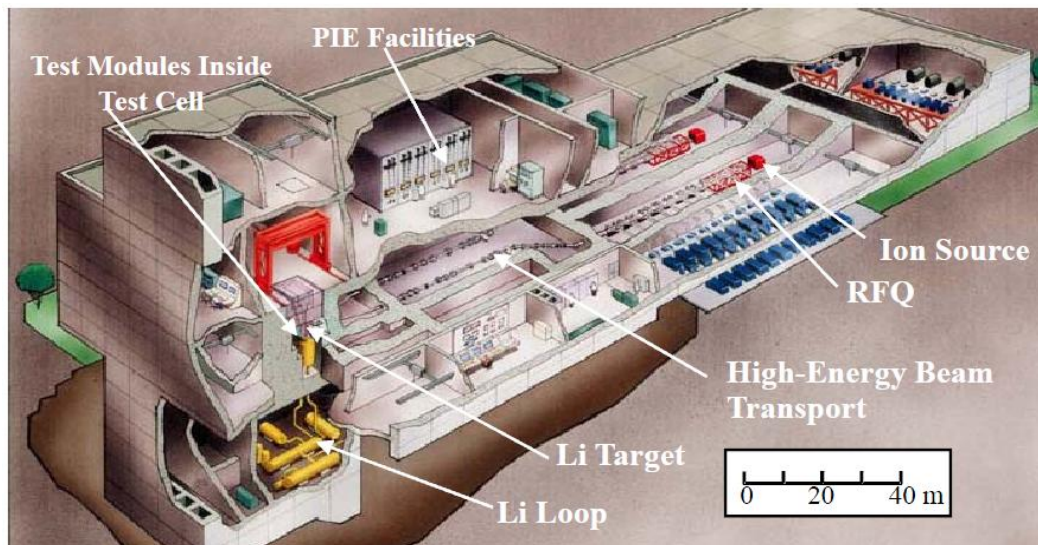


Figura 8 Vista tridimensional del diseño preliminar de IFMIF

## 2.2 Áreas principales de IFMIF

La instalación está compuesta de tres áreas principales y dos áreas secundarias. Las áreas principales son: el conjunto de los dos aceleradores, la zona del blanco y la zona de irradiación.

Los dos aceleradores lineales de deuterones de 125 mA cada uno y 175 MHz trabajarán en paralelo, superponiendo la huella de sus haces en la zona del 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 supone un sistema “radio-frequency quadrupole” (RFQ) de cobre para acelerar el haz de deuterones hasta los 5 MeV y un “drift tube linac” (DTL) tipo Alvarez, si bien en el momento de la redacción de esta Tesis el DTL ha sido sustituido por un sistema superconductor basado en “half wave resonators” (HWR).

Las funciones principales del blanco son la de proporcionar un flujo estable de litio para la producción de un flujo intenso de neutrones tras la incidencia en él del haz de deuterones suministrado por los aceleradores, y la de extraer el calor generado como consecuencia de los 10 MW de deuterones que inciden en dicho flujo de litio. El flujo de litio es proporcionado por una bomba electromagnética que hace circular el litio entrando y saliendo de la zona de interacción con el haz de deuterones. La instalación cuenta además con el necesario sistema de extracción del calor. El sistema de purificación existente mantiene el tritio, el Be-7 y los productos de corrosión activados y otras impurezas por debajo de los niveles aceptables para el correcto funcionamiento del sistema.

La zona de irradiación tiene como misión proporcionar un rango de parámetros del flujo neutrónico característicos de los futuros reactores de fusión. Debe proporcionar asimismo soporte y volúmenes adecuados para probar las muestras de los materiales candidatos a ser probados en dicho entorno de radiación de una forma eficiente en cuanto al acceso a la misma, así como permitir la acomodación de la instrumentación necesaria.

Las áreas secundarias son las celdas calientes para el análisis de las muestras después de la irradiación y el conjunto de instalaciones convencionales de la planta.

### **2.2.1 Instalación del acelerador**

El diseño de los aceleradores requiere el desarrollo de los siguientes componentes:

- una fuente intensa de deuterones de 140 mA y 100 keV,
- una cavidad cuadrupolo de radiofrecuencia (RFQ) para producir paquetes de deuterones y acelerarlos hasta 5 MeV,
- una sección adaptadora del haz o “Matching Section” (MS),
- elementos adicionales para acelerar el haz hasta los finales 40 MeV,

- Una línea de transporte del haz hasta el target de litio.

La tabla 1 muestra las especificaciones de diseño de los aceleradores de IFMIF.

Tabla 1 Especificaciones de diseño de los aceleradores de IFMIF

<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, 175 MHz DTL
<b>Número de aceleradores</b>	2	Operación en paralelo (operación independiente)
<b>Corriente de salida</b>	250 mA	
<b>Distribución del haz</b>	Sección rectangular plana	20 cm horiz. x 5 cm vertical
<b>Energía de salida</b>	40 MeV	
<b>Dispersión de la energía de salida</b>	± 0.5 MeV FWHM	
<b>Duty factor</b>	Onda continua	Posibilidad de pulsado
<b>Disponibilidad</b>	≥ 88 %	Durante operación planificada
<b>Mantenibilidad</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	

La figura 9 muestra una vista en perspectiva de la disposición de los aceleradores de IFMIF. Hay que indicar que los parámetros de diseño están sujetos a variaciones una vez que se van realizando análisis de desarrollo sobre el diseño inicial. A modo de ejemplo y tal como se indicó anteriormente, la línea aceleradora de 9 a 40 MeV, en su momento pensada como DTL a temperatura ambiente, está siendo rediseñada como estructura HWR superconductora.

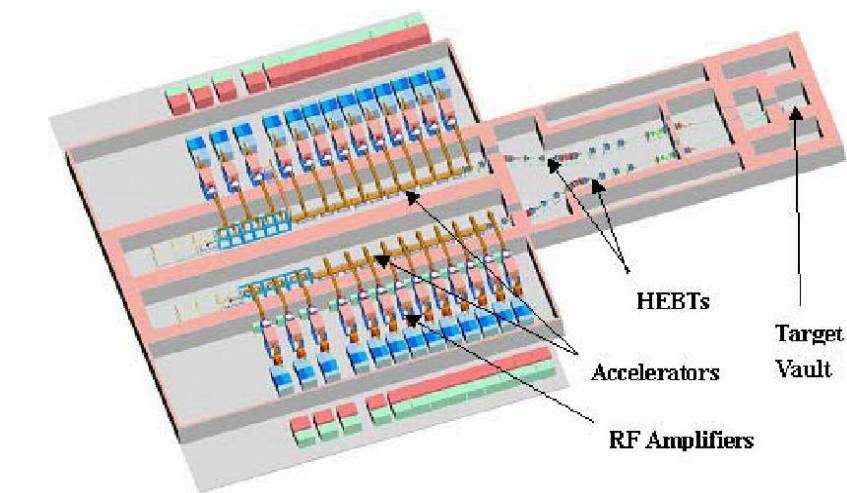


Figura 9 Esquema conceptual de los aceleradores de IFMIF

Cabe señalar que la disposición de los blindajes mostrados en la figura 1 es puramente conceptual. La disposición de dichos blindajes en cuanto a espesores y situación de las paredes necesarias para cumplir con los requerimientos de seguridad para trabajadores profesionalmente expuestos y público en general será lógicamente modificada en función de los resultados y conclusiones que ofrezcan los cálculos de radioprotección que se vayan realizando.

Las especificaciones principales del inyector de IFMIF se muestran en la tabla 2.

Tabla 2 Especificaciones de diseño del inyector de los aceleradores de IFMIF

Requerimiento	Especificación	Detalle/Comentario
Tipo de partícula	D <sup>+</sup>	H <sup>+</sup> <sub>2</sub> para pruebas (disminuye la activación); la corriente disponible para especies moleculares (H <sup>+</sup> <sub>2</sub> ) se espera de ~ 50 mA
Tipo de fuente de iones	ECR	La fuente ECR fue seleccionada como resultado del programa de IFMIF KEP (Key Element technology Phase)
Número de fuentes de iones por línea	1	

<b>Tipo de LEBT</b>	Solenoide electromagnético	La disposición de doble solenoide maximiza el rango de ajuste del haz
<b>Energía de salida</b>	95 keV	Ajustado a las condiciones necesarias a la entrada del RFQ
<b>Corriente de salida</b>	140 mA	Corriente de 125 mA al final de línea requiere 140 mA a la salida de la fuente
<b>Fracción de especies</b>	$D^+ \geq 85\%$	
<b>Fluctuación del ruido en la corriente del haz</b>	$\pm 1\%$	A frecuencias inferiores a $\sim 1$ MHz
<b>Emitancia transversal rms normalizada</b>	$0.2 \pi$ mm mrad	A la salida de la fuente, 0.25 mm mrad
<b>Duty factor</b>	CW	
<b>Capacidad de modulación</b>	1 ms – CW @ 1-20 Hz	Método TBD
<b>Rango de operación de la corriente</b>	50 – 140 mA Por encima de $\sim 500$ ms	Evita shock térmico del blanco durante operación pulsada
<b>Tiempo de vida previsto de la fuente</b>	$> 1000$ h	El programa IFMIF KEP demostró una operación acumulada continua de 1000 h
<b>Tiempo de apagado del haz</b>	$< 10 \mu\text{s}$	Garantía principal de seguridad
<b>Instrumentación operacional</b>	TBD	Corriente del haz, perfil del haz y tamaño, emitancia
<b>Mantenimiento</b>	Manual	

De forma similar, la tabla 3 muestra las características principales del RFQ de cada uno de los aceleradores de IFMIF.

Tabla 3 Especificaciones de diseño de los RFQ de los aceleradores de IFMIF

<b>Requerimiento</b>	<b>Especificación</b>	<b>Detalle/Comentario</b>
<b>Tipo de partícula</b>	D <sup>+</sup>	H <sup>+</sup> <sub>2</sub> para pruebas (disminuye la activación)
<b>Clase de RFQ</b>	Enganche resonante longitudinal	Diseños de LANL y Saclay recientes
<b>Número de segmentos de RF</b>	3	12 segmentos físicos, cada uno de estructura integral de 4 vanos
<b>Frecuencia de operación de RF</b>	175 MHz	
<b>Energía de entrada</b>	95 keV	
<b>Energía de salida</b>	5 MeV	
<b>Corriente de entrada</b>	130-140 mA	Dependiente del diseño
<b>Corriente de salida</b>	125 mA	La práctica totalidad de las pérdidas de energías inferiores a 2 MeV
<b>Longitud del RFQ</b>	~12.5 m	
<b>Potencia de entrada de RF</b>	1.3 MW	Basado en diseño del CEA
<b>Potencia de las cavidades</b>	685 kW	Basado en diseño del CEA
<b>Emitancia transversal normalizada rms</b>	$\leq 0.4 \pi$ mm mrad	
<b>Emitancia longitudinal normalizada rms</b>	$\leq 0.8 \pi$ mm mrad	
<b>Duty factor</b>	CW	Posibilidad de régimen pulsado
<b>Mantenimiento</b>	Manual	Puede requerir blindaje local dependiente de los cálculos en detalle de activación

En la figura 10 se muestra en detalle el diseño conceptual de los RFQ del acelerador IFMIF [IFMIF, 2004]. Se muestra asimismo una imagen del RFQ del acelerador LEDA [Smith, 2000] por su similitud con el previsto para IFMIF.



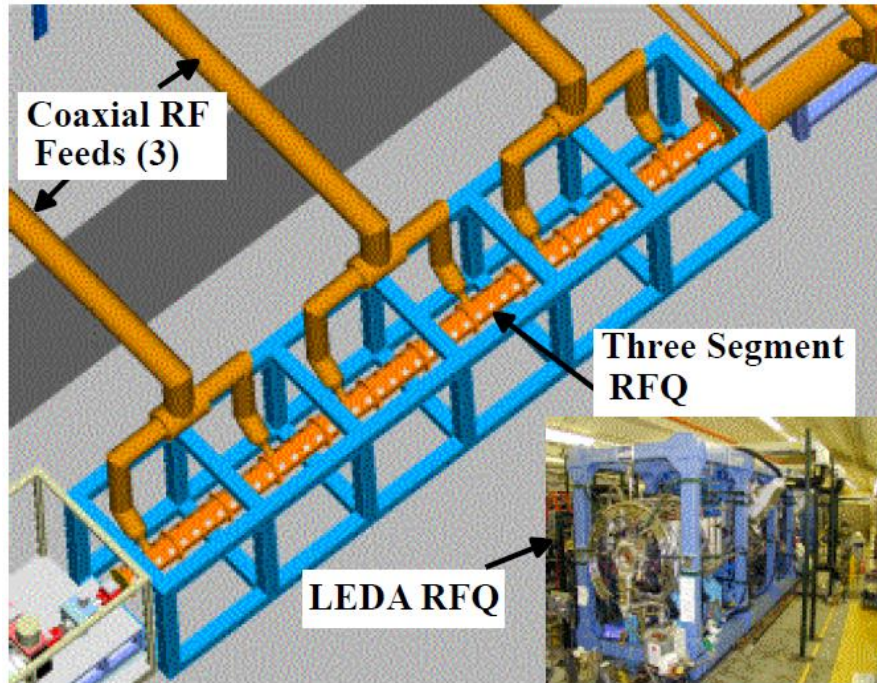


Figura 10 Detalle del RFQ de los aceleradores de IFMIF

La tabla 4 muestra las especificaciones de diseño de la línea original del acelerador entre 5 y 40 MeV, acorde al diseño conceptual [IFMIF, 2004], si bien actualmente se ha optado por un sistema HWR superconductor.

Tabla 4 Especificaciones de diseño de los DTL de los aceleradores de IFMIF (el DTL a temperatura ambiente ha sido substituido por un sistema HWR superconductor)

Requerimiento	Especificación	Detalle/Comentario
Tipo de partícula	D <sup>+</sup>	H <sub>2</sub> <sup>+</sup> para pruebas (disminuye la activación)
Clase de DTL	Alvarez	Con acopladores finales
Número de tanques de DTL	10	
Longitud del DTL	30.3 m	Basado en diseño del CEA
Frecuencia de operación de RF	175 MHz	
Energía de entrada del haz	5 MeV	
Energía de salida del haz	40.2 MeV	Basado en diseño del CEA
Corriente de entrada del	125 mA	

<b>haz</b>		
<b>Corriente de salida del haz</b>	125 mA	Pérdidas de corriente < 0.3 $\mu$ A/m (objetivo de 3 nA/m)
<b>Potencia total de RF (haz + cavidades)</b>	6.45 MW	10 tubos RF, 20 acopladores RF
<b>Potencia del haz</b>	4.40 MW	
<b>Eficiencia del haz</b>	68 %	Basado en diseño del CEA
<b>Apertura del haz</b>	2.5 cm	Diámetro
<b>Fase síncrona</b>	-45 a -30 deg	Basado en diseño del CEA
<b>Emitancia transversal normalizada rms</b>	$\leq 0.4 \pi$ mm mrad	Basado en diseño del CEA
<b>Emitancia longitudinal normalizada rms</b>	$\leq 0.8 \pi$ mm mrad	Basado en diseño del CEA
<b>Duty factor</b>	CW	Posibilidad de pulsado
<b>Mantenimiento</b>	Manual	

Los valores de los parámetros principales de los tanques del DTL se muestran en la tabla 5.

Tabla 5 Datos principales de diseño de los DTL de los aceleradores de IFMIF

<b>Tanque</b>	<b>Celdas</b>	<b>Longitud (m)</b>	<b>Energía de salida (MeV)</b>	<b>Potencia total entrada (kW)</b>	<b>Potencia disipada (kW)</b>
<b>1</b>	32	4.64	9.01	678	175
<b>2</b>	14	2.59	12.5	646	197
<b>3</b>	13	2.79	16.3	692	204
<b>4</b>	11	2.64	19.9	656	192
<b>5</b>	10	2.63	23.4	654	189
<b>6</b>	9	2.55	26.8	631	183
<b>7</b>	9	2.72	30.5	670	193
<b>8</b>	8	2.56	33.9	630	183
<b>9</b>	8	2.69	37.5	660	190
<b>10</b>	6	2.10	40.2	534	168

La figura 11 muestra la disposición conceptual de la MS y del primer tanque del DTL [IFMIF, 2004].

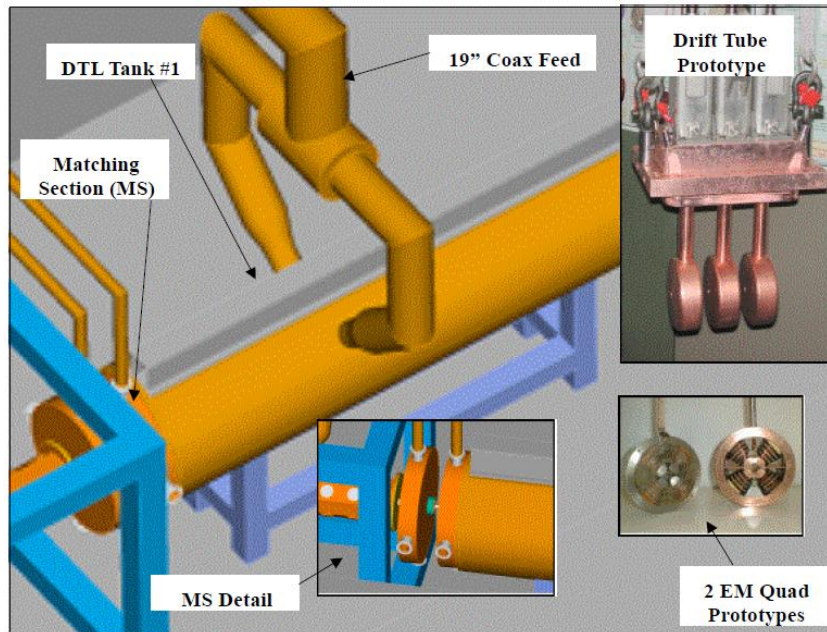


Figura 11 Detalle de la MS y del primer DTL de los aceleradores de IFMIF

En cuanto al sistema de potencia de RF (RFPS), definido como el equipamiento necesario para convertir la entrada de potencia de corriente alterna de alto voltaje en potencia acondicionada para la entrada de las cavidades del acelerador IFMIF, su esquema general es mostrado en la figura 12, estando incluidos en dicho sistema todos los sistemas electrónicos, de refrigeración y equipos auxiliares y de soporte del transporte de RF de alta potencia a las cavidades del acelerador [IFMIF, 2004].

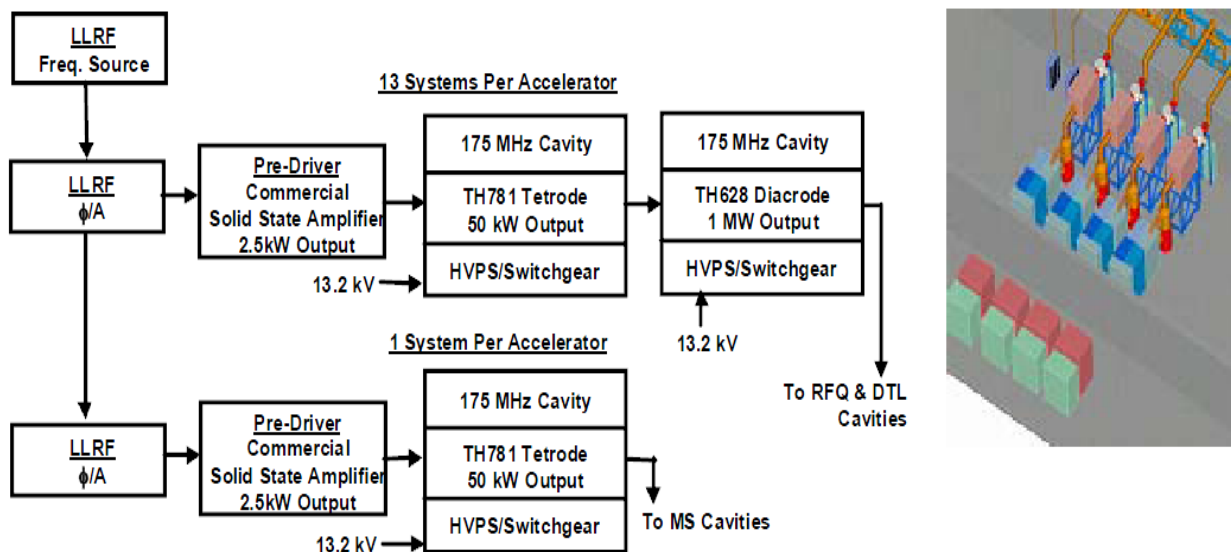


Figura 12 Esquema general del sistema de potencia de los aceleradores de IFMIF

Los datos de los requerimientos de potencia de cada una de las estaciones de RF se muestran en la tabla 6 [IFMIF, 2004].

Tabla 6 Requerimientos de potencia de las estaciones de RF de los aceleradores de IFMIF

Estación RF	Número de unidades de RF	Potencia de cada unidad (kW)	Pérdidas de transporte (kW)	Margen potencia (kW)	Potencia total: salida del tubo (kW)
RFQ 1	2	216	86	52	570
RFQ 2	2	216	86	52	570
RFQ 3	2	216	86	52	570
MS	2	20	8	5	53
DTL 1	2	339	136	81	895
DTL 2	2	323	129	78	853
DTL 3	2	346	138	83	913
DTL 4	2	328	131	79	866
DTL 5	2	327	131	78	863
DTL 6	2	316	126	76	834
DTL 7	2	335	134	80	884
DTL 8	2	315	126	76	832

<b>DTL 9</b>	2	330	132	79	871
<b>DTL 10</b>	2	267	107	64	705
<b>POTENCIA RF TOTAL REQUERIDA =</b>					<b>10820</b>

Posteriormente a la aceleración del haz hasta la energía proyectada de 40 MeV, se realiza el transporte del haz hasta el blanco de litio mediante la línea de alta energía del acelerador. La tabla 7 muestra los parámetros principales de dicha línea de alta energía del acelerador.

Tabla 7 Parámetros principales de la línea de alta energía de los aceleradores de IFMIF

<b>Requerimiento</b>	<b>Especificación</b>	<b>Detalle/Comentario</b>
<b>Energía del haz</b>	40 MeV	
<b>Dispersión de la energía a la salida</b>	$\pm 0.5$ -MeV FWHM	
<b>Corriente del haz</b>	50-125 mA	Cada línea
<b>Duty factor</b>	0-100 %	
<b>Distribución del haz en el blanco</b>	Sección rectangular plana	20 cm horiz. x 5 cm vertical
<b>Salida al blanco</b>	Completamente superpuesta	
<b>Flexibilidad operacional</b>	2 vías	El haz de cada acelerador puede ser dirigido al blanco
<b>Vacío cerca del flujo de litio</b>	$10^{-3}$ Pa	
<b>Instrumentación</b>	TBD	
<b>Mantenimiento</b>	Manual	Excepto para los elementos finales, sometidos a neutrones de backstreaming

Algunos de los parámetros indicados, así como parte de los equipos seleccionados, correspondientes al diseño conceptual, son susceptibles de ser modificados respecto del diseño de referencia, como ya se indicó para el caso del DTL (sustituido por un HWR superconductor), en la fase de diseño avanzado.

## 2.2.2 Instalación del blanco de litio

Las funciones principales de la instalación del blanco de litio son las de proveer de un flujo estable de litio para la generación de la fuente de neutrones, con un flujo medio de 20 dpa/año, y eliminar la carga térmica de 10 MW generada por la interacción del haz de deuterones .

La tabla 8 muestra los parámetros principales de la instalación del blanco de litio [Nakamura, 2009].

Tabla 8 Parámetros principales de la instalación del blanco de litio de IFMIF

Elemento	Parámetros
<b>Energía y corriente del haz de deuterones</b>	40 MeV / 125 (nominal) x 2 aceleradores
<b>Flujo térmico medio</b>	1 GW/m <sup>2</sup>
<b>Área de deposición del haz en el flujo de litio</b>	0.2 m (ancho) x 0.05 m (alto)
<b>Ancho y espesor del flujo de litio</b>	0.26 m / 0.025 m
<b>Velocidad del litio</b>	15 (rango de 10 a 20) m/s
<b>Curvatura de la pared trasera</b>	0.25 m
<b>Amplitud de onda de la superficie libre de litio</b>	< 1 mm
<b>Caudal de litio</b>	130 l/s (en la sección del blanco)
<b>Temperatura de entrada del litio</b>	250 °C
<b>Presión de vacío</b>	10 <sup>-3</sup> Pa en la superficie libre de litio
<b>Contenido de isótopos de hidrógeno</b>	< 10 ppm (< 1 ppm T)
<b>Contenido de impurezas</b>	< 10 ppm (cada uno de C, N, O)
<b>Contenido de productos de corrosión</b>	TBD
<b>Materiales (pared trasera)</b>	Acero RAF o acero inoxidable 316
<b>(otros componentes)</b>	Acero inoxidable 316
<b>Tiempo de sustitución previsto</b>	Cada 11 meses por la parte trasera Resto de componentes sin sustitución en 30 años
<b>Disponibilidad</b>	> 95 %

El esquema general de funcionamiento de la instalación del blanco de litio, junto con sus sistemas auxiliares de circulación del fluido y el sistema de purificación, se muestra en la figura 13 [Nakamura, 2009].

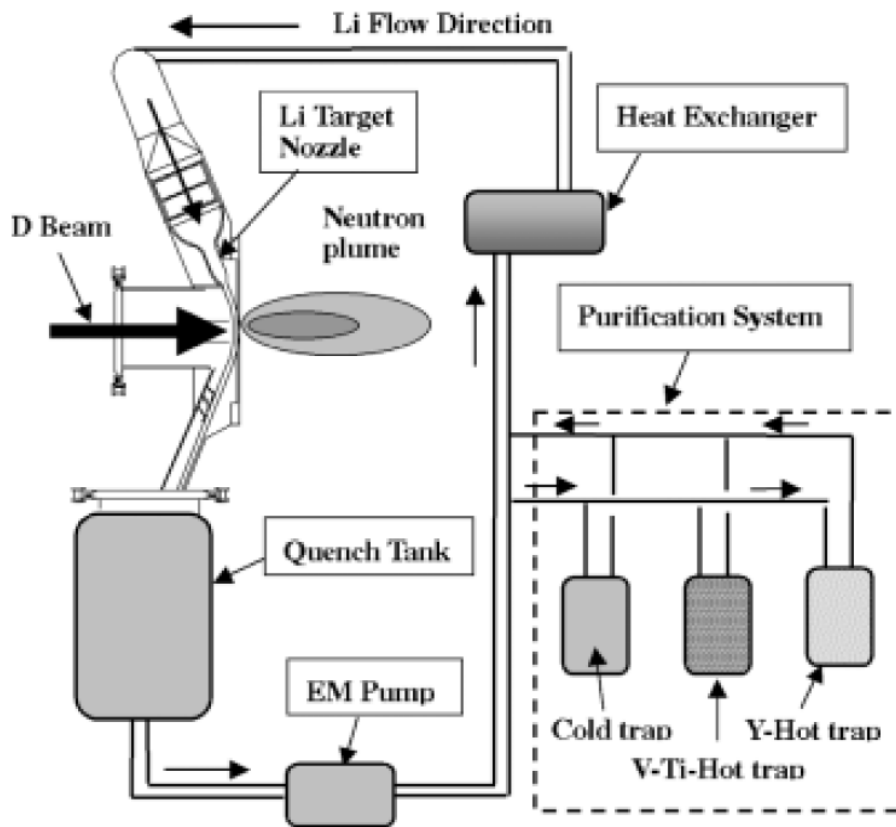


Figura 13 Esquema general del sistema del blanco de litio de IFMIF

### 2.2.3 Instalación de irradiación de muestras

La función de este sistema de IFMIF [IFMIF, 2004] es la de proporcionar un rango de condiciones de irradiación neutrónica a las muestras a evaluar características de los reactores de fusión, así como la de albergar dichas muestras.

Los parámetros y requerimientos asociados a esta instalación, que recogen las condiciones a las que estarán sometidos los distintos materiales, son resumidos en la tabla 9.

Tabla 9 Parámetros principales de la instalación de irradiación de muestras de IFMIF

Elemento	Especificación		
<b>Zona de alto flujo</b>			
<b>Materiales</b>	De primera pared y activación reducida y elementos estructurales del blanket		
	-Aceros ferrítico-martensíticos	250-650 °C	150 dpa
	-Aleaciones de vanadio	350-650 °C	150 dpa
	-Compuestos SiC/SiC	600-1100 °C	150 dpa
	-Metales refractarios	650-1100 °C	80 dpa
	-Soldaduras y uniones	650-1100 °C	80 dpa
<b>Zona de medio y bajo flujo</b>			
<b>Materiales</b>	-Aislantes cerámicos	R.T-500 °C	0.1-100 dpa
	-Ventanas de RF	R.T-400 °C	0.001-1 dpa
	-Materiales cerámicos	300-700 °C	1-60 dpa
	-multiplic. de neutrones (aleaciones de Be)	300-900 °C	1-60 dpa
	-Materiales superconductores	80-100 °K	<0.1 dpa

Las muestras colocadas en el interior de la zona de irradiación estarán altamente activadas, con dosis del orden de magnitud de  $10^5$  Sv/h, por lo que serán necesarias sofisticados sistemas de mantenimiento remoto, similares a los necesarios en los futuros reactores de fusión.

Finalmente, la figura 14 muestra en detalle el acoplamiento de las tres áreas principales de IFMIF: la zona de incidencia del haz de deuterones de 40 MeV con el flujo de litio, así como la zona en que se sitúan las muestras a analizar y las características básicas de cada una de ellas.



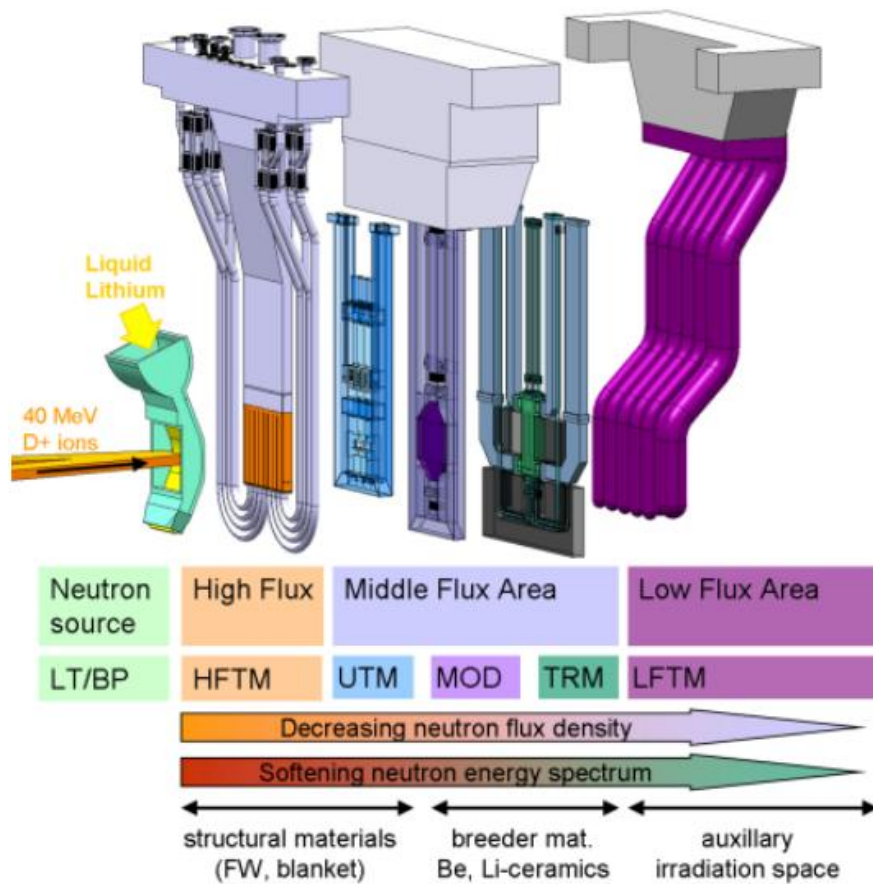


Figura 14 Esquema general de interacción de las 3 áreas principales de IFMIF

## 2.3 Conclusiones

La instalación IFMIF tendrá como misión evaluar la capacidad de los distintos materiales candidatos a formar parte de las estructuras más severamente expuestas a la radiación de los futuros reactores de fusión.

Para ello, IFMIF contará con tres áreas principales: la encargada de producir un haz de deuterones de 125 mA y 40 MeV, cuya interacción con el flujo de litio, proporcionado por la segunda área, generará la fuente neutrónica deseada. Finalmente, la tercera área será la encargada de acomodar y manejar las muestras de materiales candidatos en el ambiente de radiación oportuno.

## **3 LA FASE IFMIF/EVEDA**

### **3.1 Objetivos de la fase IFMIF/EVEDA**

La fase EVEDA (Engineering Validation and Engineering Design Activities) del proyecto internacional IFMIF [Mosnier, 2008], constituye uno de los tres proyectos que se encuadran dentro del acuerdo conjunto (BA) para el desarrollo de la fusión firmado entre Japón y la Unión Europea el 5 de Febrero de 2007, y que se inició oficialmente en Junio de 2007 [Tsunematsu, 2009].

Los objetivos de EVEDA [Shinto, 2010] son, de una parte, 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 prototipos de sus unidades principales.

Se espera tener terminado en el año 2013 el diseño de ingeniería de la instalación IFMIF, el cual también se realiza dentro de la fase EVEDA. Respecto del acelerador LIPAC, el año 2017 está fijado para el cierre de su validación previo a su construcción.

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), probada a la corriente de IFMIF (125 mA) en modo continuo en Rokkasho, Japón.
- El target de litio a escala reducida 1/3, incluyendo los sistemas de purificación y monitoreo 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.

La tabla 10 muestra el calendario proyectado para las actividades del BA.

Tabla 10 Calendario de actividades del Broader Approach

Project	Years	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
<b>IFMIF</b>	EVEDA	████████████████████										
<b>IFERC</b>	Site&Buildings	██████████										
	Computer Simulation Center				.....							
	DEMO Design R&D Co. Center	████████████████████										
	ITER Remote Exp. Center						.....			██████████		
	Others	████████████████████										
<b>Satellite Tokamak Programme</b>	Construction	████████████████████										
	Operation								██████████	██████████		

### 3.2 Los prototipos de la fase IFMIF/EVEDA

#### 3.2.1 El prototipo de acelerador

El diseño conceptual del acelerador prototipo de la fase EVEDA (LIPAC), cuyos cálculos de radioprotección y diseño del BD son el objeto de la presente Tesis, puede dividirse en seis partes principales:

- El inyector y sus sistemas asociados para el transporte de baja energía (LEBT).
- El cuadrupolo de radiofrecuencia (RFQ), basado en una estructura de cuatro vanos, con una longitud total de 9.8 metros, y dividido en ocho módulos principales y dos adicionales en la parte final para preparar y acelerar el haz de deuterones hasta 5 MeV (en vez de los 40 MeV previstos para IFMIF), con un cuidado especial en el diseño para disminuir las pérdidas del haz a lo largo de la línea, a fin de minimizar la activación de los componentes,
- La sección adaptadora o “matching section” (MS), equipada con algunos elementos de diagnóstico, la cual tiene como misión adecuar el haz a las especificaciones requeridas para su entrada en el tubo de deriva (DTL),
- El tubo de deriva, pensado como una estructura DTL, pero recientemente sustituido por un equipo superconductor HWR.
- La línea de transporte de alta energía: conduce el haz de 125 mA y 5 MeV hasta el BD, elemento encargado de su parada.

- El sistema de radiofrecuencia: ha de ser estándar para disminuir el coste relativo a este equipo, considerándose dos unidades de potencia.

Las instalaciones principales del acelerador prototipo se completan con un bloque de parada o BD para detener el haz, ya que no hay en el prototipo de acelerador de la fase IFMIF/EVEDA acoplamiento entre acelerador y blanco de litio. Todos estos equipamientos serán probados en Rokkasho, Japón.

La figura 15 muestra los distintos grupos implicados en el prototipo de acelerador y las responsabilidades de los mismos en el proyecto [Shinto, 2010].

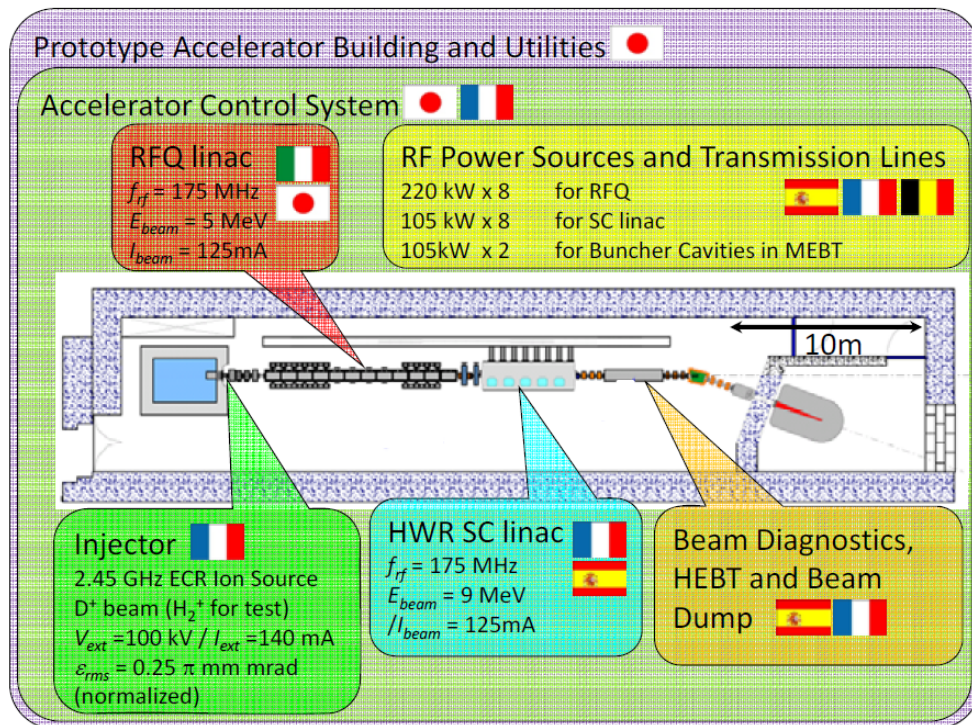


Figura 15 Instituciones implicadas y responsabilidades en el prototipo de acelerador LIPAC

En la figura 16 se muestra una comparación entre uno de los dos aceleradores de IFMIF y el prototipo de acelerador EVEDA, en la que se puede observar la total correspondencia de las unidades comunes entre ambas instalaciones.

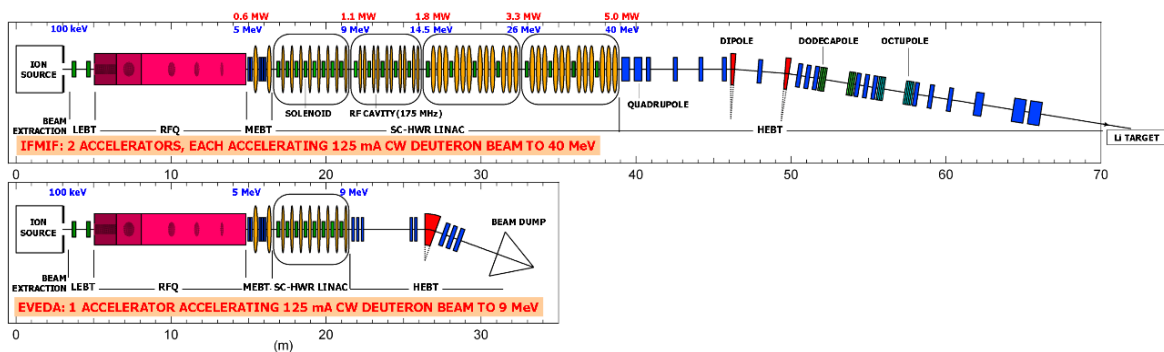


Figura 16 Comparación del prototipo de acelerador de EVEDA con el acelerador de IFMIF

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 un BD diseñado para tal fin, no existiendo interacción del haz con el blanco de litio, misión encomendada al proyecto IFMIF. Los equipos utilizados en el prototipo de la fase EVEDA hasta la aceleración a 9 MeV son idénticos a los previstos para el acelerador final de IFMIF, constando de un inyector, un RFQ de aceleración hasta 5 MeV y una cavidad superconductor HWR que proporciona al haz una energía final de 9 MeV.

La figura 17 muestra un esquema conceptual de la ubicación del acelerador de la fase EVEDA así como de los edificios auxiliares en su ubicación japonesa de Rokkasho [Tsunematsu, 2009].

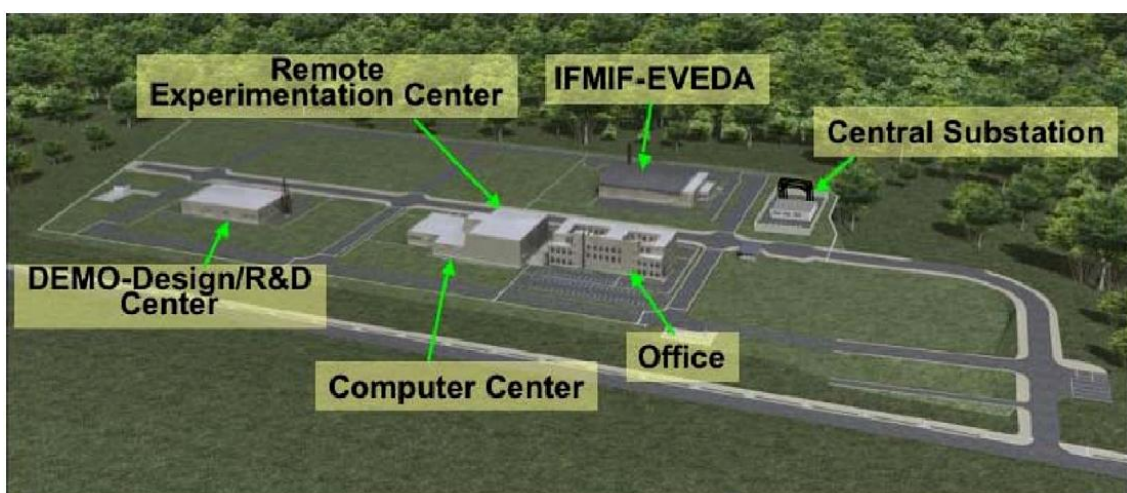


Figura 17 Esquema conceptual de la ubicación del prototipo de acelerador de la fase EVEDA e instalaciones auxiliares



Las principales acciones realizadas en la instalación del prototipo de acelerador durante las primeras fases de EVEDA han estado centradas en tareas de organización, en el diseño del edificio del prototipo de acelerador y el diseño de la opción superconductora para la sección de alta energía de dicho prototipo.

En el momento de la elaboración de la presente Tesis, el edificio que albergará el acelerador prototipo se encuentra totalmente construido, salvo la colocación de los equipos que constituyen el acelerador y el BD y los blindajes adicionales cuya necesidad y diseño están en fase de análisis.

En la figura 18 se muestra una imagen real del edificio que alberga el acelerador prototipo de la fase EVEDA, fabricado en acero y hormigón prefabricado. El edificio tiene una superficie total en planta de 2019.50 m<sup>2</sup> y fue construido entre marzo de 2008 y marzo de 2010.



**Figura 18** Imagen del edificio del acelerador prototipo EVEDA

Los planos principales de la instalación y la ubicación de la sala del acelerador se muestran en el anexo 1 [JAEA, 2008].

### **3.2.2 El prototipo de blanco de litio a escala reducida 1:3**

El target de litio a fabricar en la fase IFMIF/EVEDA presenta las mismas características y parámetros del futuro equipo de IFMIF con la salvedad de su tamaño, reducido para la fase IFMIF/EVEDA a escala 1:3.

Los principales requerimientos de diseño consisten en proveer de un flujo de litio a velocidades de entre 10 y 20 m/s, de 10 cm de ancho y 2.5 cm de espesor y con una amplitud de onda en su superficie inferior a 1 mm, de tal manera que sea capaz de tratar con una deposición de calor de 1 GW/m<sup>2</sup> bajo irradiación continua de 10 MW por el haz de deuterones de 40 MeV. El sistema de purificación debe ser capaz de limitar las concentraciones de H, C, N y O por debajo de 10 ppm.

Los principales sistemas que constituyen el blanco de litio son: i) la estructura reemplazable trasera (back plate), ii) el circuito de litio y iii) su sistema de purificación.

La figura 19 muestra las tareas de la fase EVEDA referidas al blanco de litio así como los grupos implicados en ellas [Nakamura, 2009].

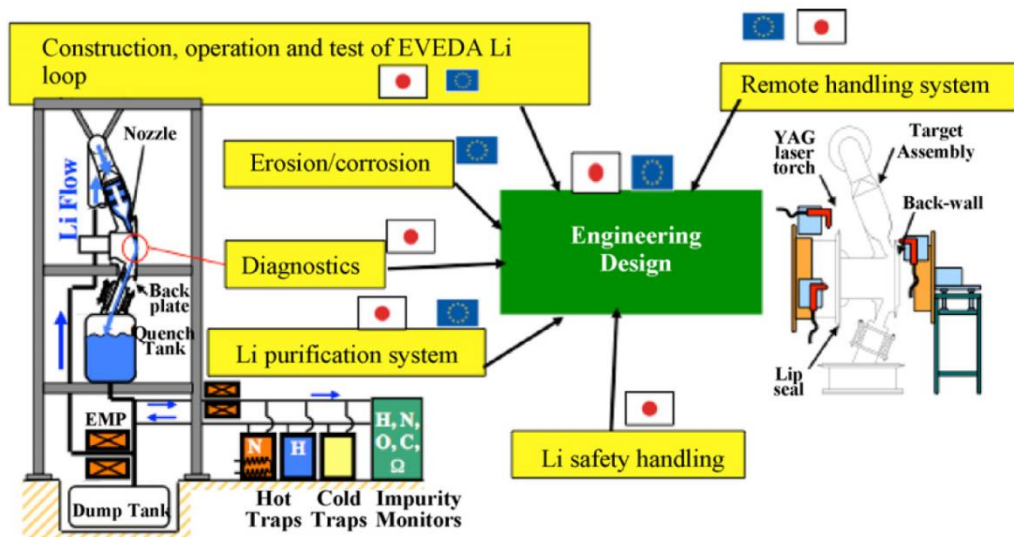


Figura 19 tareas de la fase IFMIF/EVEDA referidas al blanco de litio y sus sistemas auxiliares

### 3.2.3 Los prototipos de la zona de ensayos

Las tareas que se están realizando dentro de la fase IFMIF/EVEDA referidas a la zona de ensayos, tienen como misión el desarrollo y validación de sistemas y componentes tanto para las zonas de acomodamiento de las muestras a irradiar como de las instalaciones para el análisis de las muestras irradiadas, conocidas como “Post Irradiation Examination Facilities” (PIE) [Wakai, 2010].

La figura 20 muestra un esquema del módulo de alto flujo de IFMIF (HFTM) y el detalle de los equipos en que se situarán las muestras de materiales (Irradiation rigs).

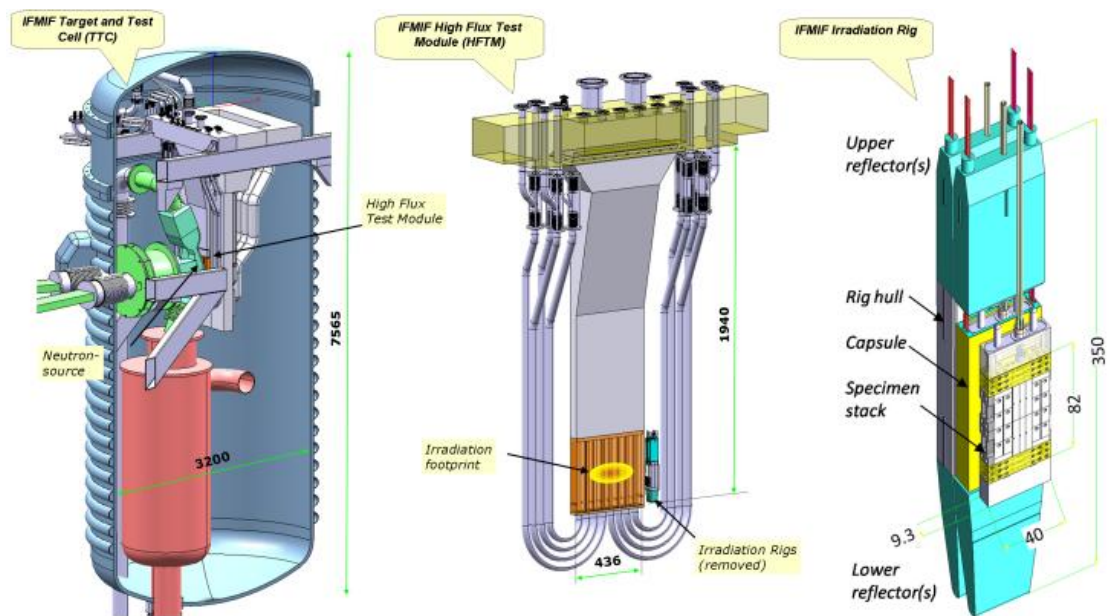


Figura 20 Esquema del módulo de alto flujo de IFMIF, cápsula de irradiación y acoplamiento con el sistema del blanco de litio (imagen CAD procedente del KIT)

### 3.3 Conclusiones

La fase IFMIF/EVEDA, actualmente en desarrollo, tiene como misión diseñar, probar y validar soluciones para la futura instalación IFMIF.

En la fase IFMIF/EVEDA se está procediendo al diseño y construcción de prototipos de las unidades principales de IFMIF, tales como un acelerador de 125 mA y 9 MeV (en vez de los 40 MeV previstos para IFMIF), un prototipo a escala reducida 1:3 del blanco de litio, y ciertos componentes de la instalación de prueba de muestras de IFMIF.



## 4 RADIOPROTECCIÓN EN EL ACELERADOR IFMIF/EVEDA

### 4.1 El problema de la radioprotección

El objetivo de los cálculos de radioprotección consiste por una parte en determinar y analizar las radiaciones existentes en el interior y el entorno próximo de la instalación 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. En las instalaciones de aceleradores de partículas, los requerimientos de dosis se cumplen diseñando una serie de blindajes, proceso que consiste en definir su material constituyente, espesor y configuración, tanto para la fase de funcionamiento como para la fase de parada. Además de ello, se proporcionan los tiempos máximos de trabajo y las zonas permitidas o no para el desempeño de las labores de puesta en marcha, mantenimiento y desmantelamiento por parte del personal profesionalmente expuesto.

Los límites de dosis a emplear para el prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA, son los que establece la normativa de JAEA, los cuales son de uso obligado en instalaciones japonesas como KEK, SPring-8 o J-PARC, además de unos factores de seguridad adicionales. En la tabla 11 se muestran los límites de dosis requeridos para el acelerador IFMIF/EVEDA en las distintas zonas de interés [Joyer, 2010].

Tabla 11 Límites de dosis a aplicar en el entorno del acelerador EVEDA

Situación	Valor de diseño JAEA
Instituto Rokkasho (frontera-límite)	<50 $\mu$ Sv/año
Edificio EVEDA. Exterior. (Dentro del Instituto Rokkasho)	<0.5 $\mu$ Sv/hora
Edificio EVEDA. Zona controlada II. (Trabajadores)	<12.5 $\mu$ Sv/hora
Edificio EVEDA. Zona controlada I	<12.5 $\mu$ Sv/hora (solo en fase de parada)

Las distintas zonas a considerar se muestran en la figura 21.

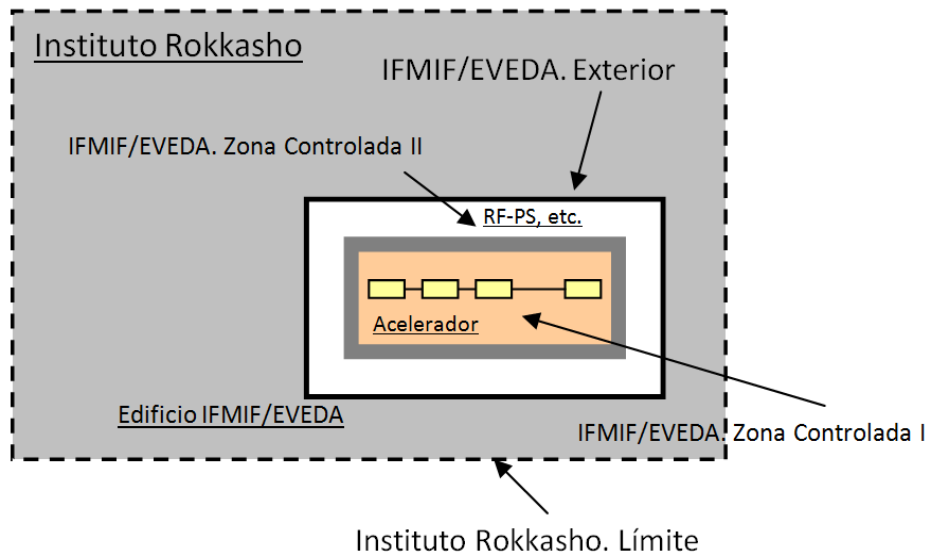


Figura 21 División radiológica de zonas en el entorno del acelerador EVEDA

La zona controlada I, localizada en el interior del denominado “accelerator vault”, es de acceso prohibido durante la fase de funcionamiento del acelerador debido a las letales tasas de dosis que se alcanzan en su interior debido a las radiaciones generadas, tanto a lo largo de la línea del acelerador como, y sobre todo, en el BD debido a la detención del haz de deuterones de 125 mA y 9 MeV. 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. En la fase de parada, las dosis existentes, denominadas residuales, son debidas a la activación de los componentes existentes durante la fase de funcionamiento.

La zona controlada II es la parte de la instalación del acelerador fuera del denominado “accelerator vault” pero dentro del edificio EVEDA. Los muros de la sala que alberga el acelerador y el BD así como los blindajes auxiliares que se pudieran requerir, 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 diarias, 5 días a la semana.

Las zonas exteriores a la zona controlada son aquellas situadas en el exterior del edificio que alberga el acelerador. En dichas zonas, el límite de dosis a aplicar es el del público en general.

La figura 22 muestra la situación de la sala “accelerator vault”, que alberga el acelerador y su BD en el interior del edificio de la instalación. En dicha figura se muestra asimismo las salas auxiliares: sala de control, sala de alimentación de las cavidades del acelerador, sala de aire acondicionado, sala de intercambiadores de calor y sala de procesamiento de residuos líquidos. Los puntos rojos hacen referencia a los lugares previstos para la colocación de dispositivos de parada de emergencia del haz.

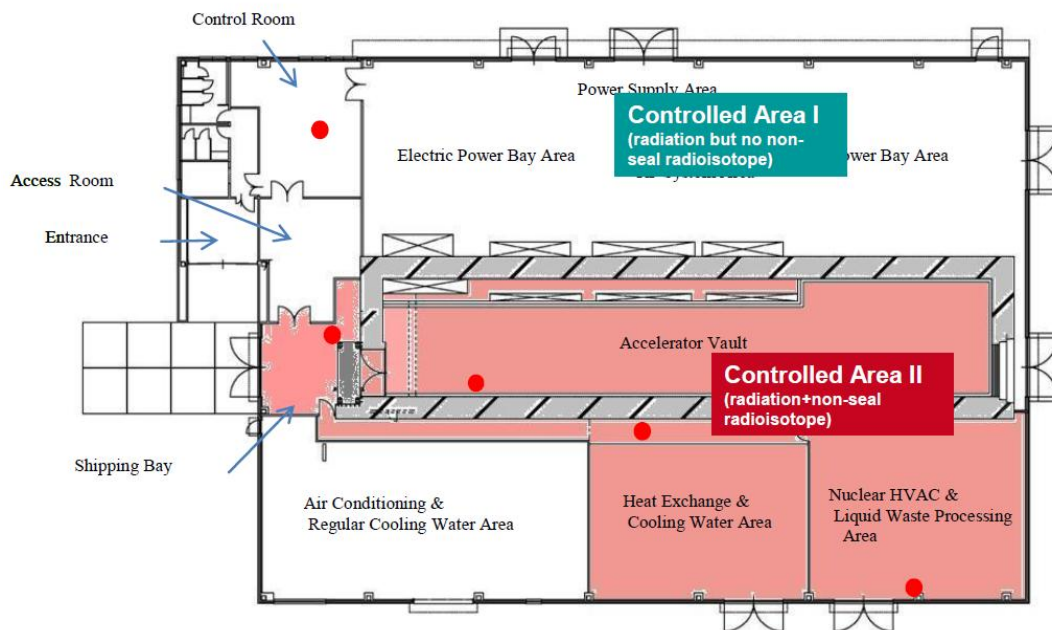


Figura 22 Acelerador EVEDA: disposición del “accelerator vault” y salas auxiliares

La figura 23 muestra la disposición general de elementos en el interior de la sala en la que se encuentra el prototipo de acelerador EVEDA (interior del “accelerator vault”). En dicha figura se aprecia la existencia de dos componentes principales: el acelerador, y el BD. La misión del acelerador es la de proporcionar una corriente de deuterones de 125 mA y 9 MeV al final de la línea, incluyéndose en ella el dipolo que gira el haz un ángulo de 20 grados y el sistema de cuadrupolos que prepara al haz para su parada en el BS. El dipolo gira el haz de deuterones a fin de evitar que la radiación secundaria, principalmente neutrones generados en la fase de funcionamiento como consecuencia de la interacción del haz con el cono de cobre del BS, deteriore los componentes del acelerador. Los cuadrupolos abren el haz y lo acondicionan antes de que entre en el BD. La misión del BD es la de detener el haz de deuterones y absorber la energía depositada en él.

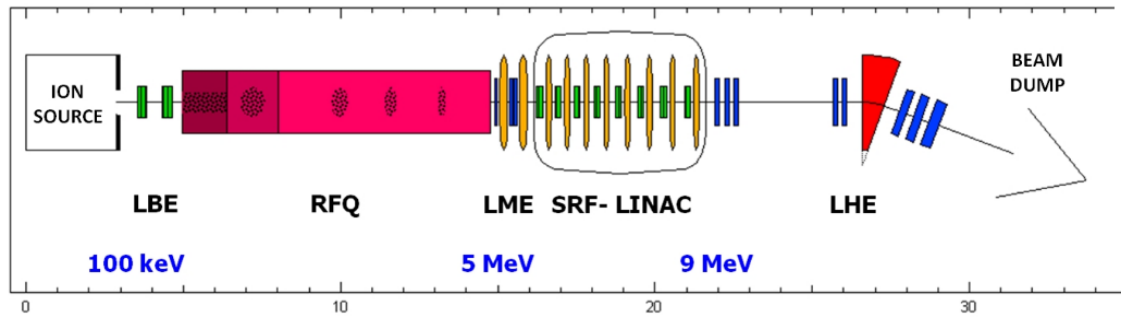


Figura 23 Esquema general de la disposición de los componentes del prototipo de acelerador EVEDA

La radioprotección en el acelerador prototipo IFMIF/EVEDA es una disciplina que surge por la existencia de distintas radiaciones generadas debido al funcionamiento de la instalación, y que es necesario conocer y cuantificar a fin de disponer de los medios necesarios, tales como blindajes o definición de zonas controladas o vigiladas, para mantener a las personas sometidas a niveles de dosis seguros.

En la presente Tesis, se quiere diferenciar entre los cálculos realizados relativos a la línea del acelerador y los llevados a cabo respecto del BD. Los cálculos que se presentan respecto de la línea del acelerador son aún preliminares, y serán objeto con mayor profundidad de una Tesis actualmente en proceso de desarrollo. Dichos cálculos preliminares, han servido para cumplir con dos objetivos fundamentales. Por una parte, sirvieron para enfrentar la problemática de la evaluación de las fuentes de radiación existentes como consecuencia de la interacción de los deuterones de energía de hasta 9 MeV con los materiales de la instalación. Se evaluaron las herramientas computacionales disponibles, se determinaron las carencias de las mismas y se establecieron y realizaron los desarrollos necesarios para realizar los cálculos con la fiabilidad requerida. El aprendizaje obtenido en esta fase se aplicó posteriormente al diseño del blindaje del BD, el cual constituye el objetivo principal de desarrollo de la presente Tesis. Por otra parte, los cálculos preliminares realizados en la línea del acelerador sirvieron para determinar las zonas críticas respecto de la dosis obtenida en el interior de la instalación.

A la hora de evaluar las distintas fuentes de radiación existentes en la instalación, hay que distinguir, por una parte, entre las fuentes de radiación generadas en la línea del acelerador y las generadas en el BD, como ya se ha indicado, y por otra parte, las fuentes de radiación existentes durante el funcionamiento del acelerador y las existentes tras la parada del mismo.

Durante el funcionamiento de la instalación, las radiaciones existentes en el entorno de la misma son fundamentalmente neutrones y fotones, producidos por la interacción del haz de deuterones acelerado con los materiales existentes, bien debido a efectos deseados y previstos, como la parada del haz en el BD, o a efectos indeseados aunque previstos, como la desfocalización del haz y la interacción de una parte del mismo con los elementos estructurales de la línea del acelerador.

Después de la parada del acelerador, las radiaciones existentes son debidas a la activación, tanto por los deuterones del haz como por los neutrones secundarios generados, de los materiales existentes en el acelerador. Este campo de radiación gamma constituye la denominada radiación residual. Hay que indicar que, aunque durante la fase de funcionamiento ya se pone de manifiesto el fenómeno de la activación, este campo de radiación es despreciable comparado con el indicado de neutrones y fotones no residuales.

En primer lugar, se realizará una evaluación de las fuentes de radiación existentes tanto en la fase de funcionamiento como en la fase de parada, determinándose la importancia de las mismas de cara al objetivo final de las tareas de radioprotección: proteger a los trabajadores profesionalmente expuestos y al público en general.

En segundo lugar se remarcarán los objetivos de radioprotección que se han de cumplir en la instalación, los cuales servirán, tanto para evaluar los niveles de dosis existentes, como para diseñar los blindajes necesarios para el BD a fin de preservar la salud de trabajadores profesionalmente expuestos y público en general.

## **4.2 Fuentes de radiación en la línea del acelerador**

### **4.2.1 Análisis de las fuentes de radiación en funcionamiento**

A lo largo de la línea del acelerador, una parte del haz de deuterones se pierde de la corriente principal debido a la desfocalización del haz interaccionando con los materiales del acelerador. Dicha interacción genera fuentes secundarias de neutrones y fotones principalmente, responsables de las dosis durante la fase de funcionamiento.

La fuente neutrónica generada por la interacción deuterón-material estructural, puede estar producida por los dos tipos de reacciones siguientes:

i) interacción del deuterón con las cavidades del acelerador (fundamentalmente cobre),

ii) interacción del deuterón con el deuterio previamente implantado en las cavidades del acelerador.

La caracterización fiable del perfil de pérdidas de deuterones a lo largo del acelerador es fundamental, ya que de ello dependerá la mejor o peor estimación de las fuentes de radiación y por lo tanto de los flujos de radiación y de las dosis finalmente obtenidas.

Las diferentes fuentes de radiación existentes en la línea del acelerador en la fase de funcionamiento han sido analizadas, distinguiéndose 3 fuentes principales generadas en 3 zonas determinadas: en la línea de transporte de baja energía del inyector (LEBT), en el RFQ y en la MS. Todas ellas son fuentes neutrónicas y de fotones. La fuente de radiación procedente del BD será tratada en el capítulo 7, dedicado al diseño de blindajes del BD. La figura 24 muestra la localización de las mencionadas fuentes de radiación principales del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA así como la generada en el BD [Joyer, 2010].

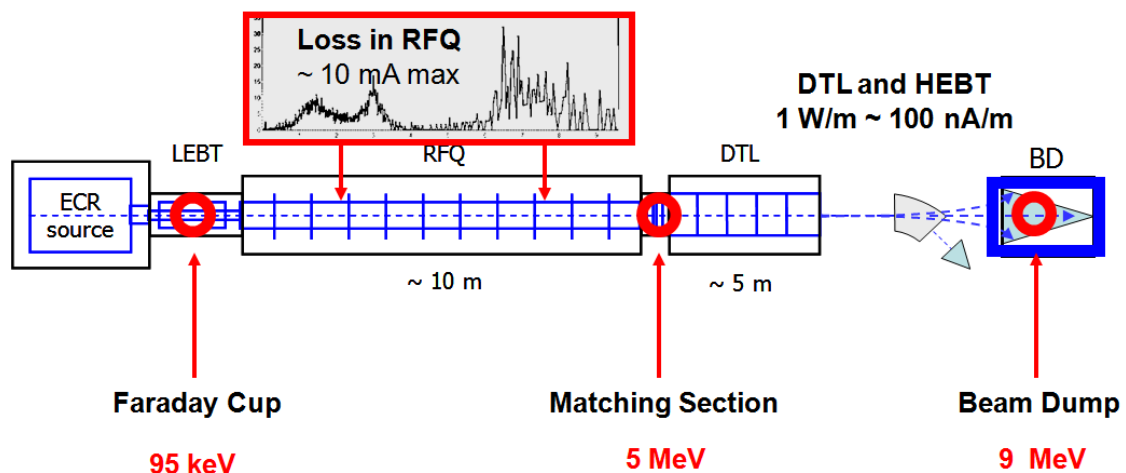
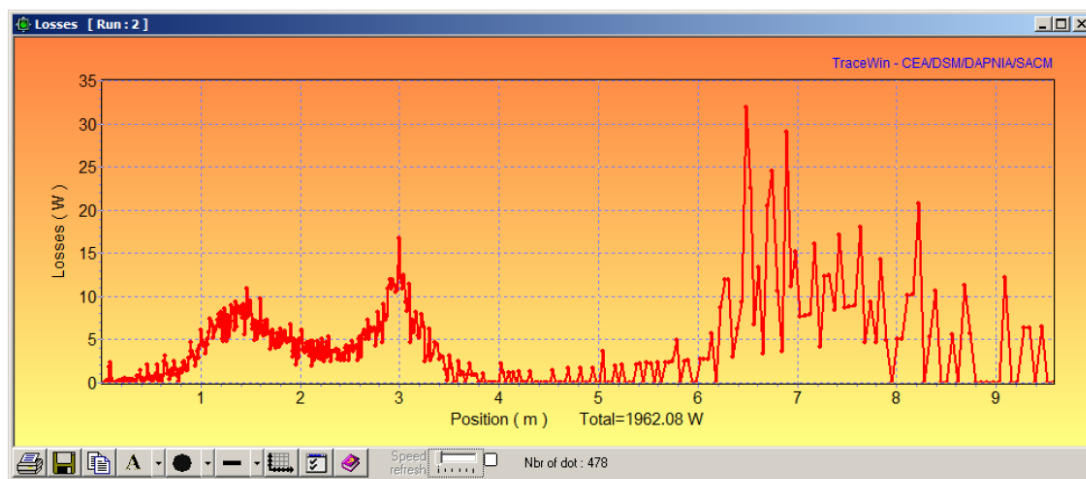


Figura 24 Principales fuentes de radiación en el acelerador IFMIF/EVEDA

En cuanto al inyector, la principal fuente neutrónica considerada es la relativa a la Faraday Cup (FC), elemento de diagnóstico en el que se ha supuesto que, como caso conservador, inciden perpendicularmente todos los deuterones provenientes del inyector (máximo estimado de 165 mA), con energía 95 keV. Hay que indicar que la incidencia de la totalidad del haz de deuterones en la FC se producirá durante las labores de diagnóstico del haz, y no durante el funcionamiento nominal del acelerador. La fuente neutrónica de la FC es debida únicamente a la reacción  $d(D,n)^3\text{He}$ , ya que las reacciones de producción de neutrones por interacción de los deuterones con el cobre son significativas sólo a energías superiores a los 3 MeV, valor muy superior a los 95 keV característicos del inyector.

La fuente neutrónica correspondiente a la MS será determinada mediante la incidencia de las pérdidas en dicho elemento con un bloque cilíndrico de cobre. Los deuterones que inciden en la MS con una energía de 5 MeV se asume que son aproximadamente el 0.1 % de la intensidad nominal en dicho elemento, es decir 0.14 mA sobre el total estimado que llega al mismo (140 mA). La incidencia de las partículas no aceleradas (95 keV) en la MS es de aproximadamente 50 nA, siendo su contribución despreciable respecto de aquellas dado su bajo valor tanto de corriente como de energía.

Por otro lado, se ha comparado la fuente neutrónica del RFQ con la de la MS, a fin de considerar cual es la mayor contribuyente en la zona en que ambas dos se superponen [Joyer, 2010]. En la figura 25 se muestra la distribución de pérdidas de deuterones a lo largo del RFQ evaluada con el código TraceWin [Duperrier, 2002].



**Figura 25 Evaluación de la distribución de pérdidas en el RFQ**

Este análisis ha sido realizado de la forma más conservadora posible un valor de la emitancia de 0.3 mm mrad. En esta situación, la transmisión es del 92.7 % sobre un análisis de 100000 partículas realizado con el código TraceWin. De éstas pérdidas en el RFQ, se ha determinado que la mayoría, 7129, se pierden como partículas no aceleradas (de baja energía), 142 entre 2 y 4 MeV, y 14 por encima de 4 MeV.

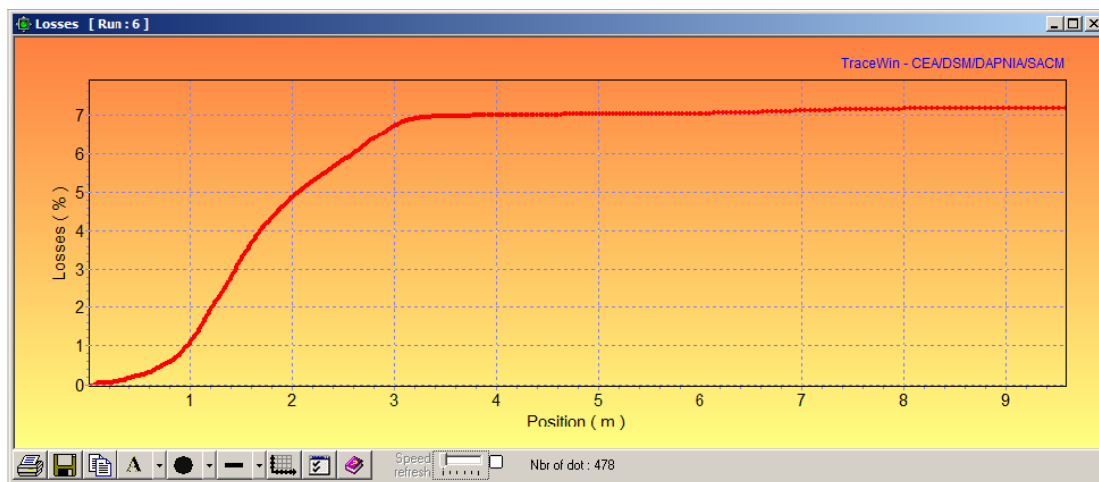


Figura 26 Acumulación de pérdidas de deuterones a lo largo del RFQ

En la zona final del RFQ (zona en que se solapa la producción neutrónica debida a la parte final del RFQ y a la MS), el valor de pérdidas de deuterones es de aproximadamente el 10 % respecto de las que inciden en la MS (0.01 mA frente a 0.14 mA) por lo que podemos concluir que la fuente neutrónica debida al RFQ es, en esta zona, prácticamente despreciable comparada con la debida a la MS.

Las pérdidas esperadas en el DTL son de 1 W/m de forma uniformemente distribuido a lo largo de dicho elemento. Los mismos valores se esperan para el transporte del haz desde la salida del DTL hasta la entrada del BD. Estas pérdidas son despreciables comparadas con las mencionadas anteriormente.

Además de las fuentes neutrónicas, se evaluaron asimismo las fuentes de fotones generadas, si bien se encontraron, a efectos de la evaluación del blindaje del acelerador, despreciables respecto de aquellas.

#### 4.2.2 Análisis de las fuentes de radiación tras la parada del acelerador

Tras la parada del acelerador, la fuente de radiación existente es la fuente de fotones residual que emerge de todos los materiales activados.

Esta activación es debida tanto a los deuterones que inciden con las cavidades del acelerador como a los neutrones producidos por las reacciones  $d(D,X)$  y  $d(Cu,X)$ .



## **4.3 Fuentes de radiación en el BD**

### **4.3.1 Análisis de las fuentes de radiación en funcionamiento**

Durante la fase de funcionamiento, debido a la interacción del haz de deuterones de 9 MeV con el elemento de parada del haz, denominado Beam Stop (BS), así como con el deuterio previamente implantado en él, se produce una fuente secundaria de neutrones y fotones. Esta fuente de neutrones y fotones es la responsable de la dosis en funcionamiento, y dado que a esta energía de 9 MeV la sección eficaz de producción de neutrones para la interacción d-Cu es superior a la sección eficaz para cualquier zona del acelerador y que en el BD se detiene la totalidad del haz, la fuente de radiación generada en funcionamiento en el BD es la que presenta una mayor intensidad comparada con cualquier otra fuente de radiación generada en el prototipo de acelerador EVEDA.

### **4.3.2 Análisis de las fuentes de radiación tras la parada del acelerador**

Tras la parada del acelerador, la fuente de radiación existente en el BD es la debida a los materiales activados durante la fase de funcionamiento. Dicha activación es debida a dos causas: i) activación del cono que forma el BS debido a la interacción de la corriente de 125 mA de deuterones a 9 MeV y ii) activación neutrónica del resto de materiales existentes en el entorno; ésta fuente neutrónica es producida por la interacción de los deuterones con el BS.

## **4.4 Otras fuentes de radiación**

Durante la fase de funcionamiento se produce la activación de gran parte de otros materiales presentes en la instalación al interactuar con ellos la fuente neutrónica producida tanto en el propio acelerador como en el BD. Entre estos materiales se encuentran el hormigón que forma parte de las paredes, suelos y techos, así como la parte de la línea de alta energía (justo antes de la entrada del haz en el BD) que se encuentra en el eje del BD. En la fase de parada, los materiales comentados emitirán radiación residual debida a la activación producida en su seno.

## **4.5 Requerimientos de radioprotección**

Una vez evaluadas las fuentes de radiación existentes en la instalación, tanto debidas al acelerador como al BD y tanto en fase de funcionamiento como de parada, hay que definir los criterios a tener en cuenta para el diseño de soluciones de blindaje a realizar a fin de proteger a los

trabajadores profesionalmente expuestos y al público en general. Los límites de dosis a cumplir, como se indicaba en la tabla 11, son de 12.5  $\mu\text{Sv/h}$  en las zonas ocupadas por trabajadores y 0.5  $\mu\text{Sv/h}$  en las zonas ocupadas por público (personal no profesionalmente expuesto).

De acuerdo con la figura 21 se han de cumplir los siguientes límites de dosis:

- Durante la fase de funcionamiento: 12.5  $\mu\text{Sv/h}$  en la zona controlada II y 0.5  $\mu\text{Sv/h}$  en el exterior del edificio.
- Durante la fase de parada: 12.5  $\mu\text{Sv/h}$  en la zona controlada I tras un tiempo de espera razonable.

El edificio que alberga el acelerador EVEDA y su BD está construido a nivel de superficie, siendo sus paredes y techo de hormigón de 1.5 m de espesor. Hay que indicar que, tanto la localización en superficie, como el espesor y composición de los muros de la sala del acelerador y BD, son parámetros del diseño de partida sin modificación posible a la hora de aportar soluciones de radioprotección para trabajadores y público. La composición de dicho hormigón se muestra en la tabla 12 [Joyer, 2010].

**Tabla 12 Composición del hormigón de las paredes del acelerador**

<b>Elemento</b>	<b>Porcentaje en peso (%)</b>
<b>H</b>	0.00555
<b>O</b>	0.49784
<b>Na</b>	0.01708
<b>Mg</b>	0.00256
<b>Al</b>	0.04691
<b>Si</b>	0.31471
<b>S</b>	0.00128
<b>K</b>	0.01922
<b>Ca</b>	0.08283
<b>Fe</b>	0.01238

En cuanto al BD, deben procurarse los blindajes necesarios para que, considerando conjuntamente los equipos del acelerador y del propio BD, las dosis existentes en fase de funcionamiento y de parada permitan que: i) en el exterior de la sala del acelerador, las dosis permanezcan por debajo de los límites para personal profesionalmente expuesto y público en general y ii) el blindaje del BD permita en fase de parada y tras un tiempo de espera razonable, realizar labores de mantenimiento manual en el interior de la sala del acelerador.

## **4.6 Conclusiones**

Se ha analizado en qué consiste el problema de la radioprotección en el prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA.

Para ello, es necesario por un lado identificar y evaluar las fuentes de radiación existentes en la instalación, y, por otra parte, recopilar los requerimientos de dosis a cumplir, para, mediante la aportación de los blindajes necesarios, proteger a los trabajadores profesionalmente expuestos y al público en general.

Las fuentes de radiación, tanto las procedentes del propio acelerador como las generadas en el BD, se han dividido entre i) existentes en la fase de funcionamiento y ii) existentes en la fase de parada.

Las fuentes de radiación más importantes debidas al acelerador en fase de funcionamiento son producidas por la interacción de los deuterones que escapan del haz en los elementos: FC y MS. En fase de parada, las radiaciones existentes son debidas a los fotones residuales producidos por la activación, mediante deuterones y neutrones secundarios, de las cavidades de cobre del acelerador y de los materiales circundantes.

La fuente de radiación más importante generada en el BD es la debida a la parada del haz acelerado en el BS. Esta fuente de radiación es la más importante cuantitativamente de toda la instalación, tanto en fase de funcionamiento como tras la parada del acelerador. En la fase de parada, de manera similar a lo que ocurre en la línea del acelerador, las radiaciones existentes son debidas a los fotones residuales producidos por la activación de los materiales que componen el BS y el resto de materiales circundantes: techo, suelo, paredes, cuadrupolos de la línea de transporte de alta energía, etc.

## 5 METODOLOGÍA

En esta sección se describe la metodología empleada y su justificación para la realización de los cálculos de radioprotección en el BD del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA. Esta metodología nace del análisis preliminar de radioprotección realizado en la línea del acelerador, en el cual se identificaron los problemas que presentaba la metodología tradicionalmente empleada en este tipo de instalaciones. Para los análisis realizados en el acelerador (ver capítulo 6) se ha hecho uso de una metodología distinta a la que se considera la más adecuada y fiable (la descrita en el presente capítulo) ya que en el momento de la elaboración de los cálculos preliminares de radioprotección en la línea del acelerador se disponía del conocimiento de los problemas a resolver pero no de las herramientas necesarias para resolverlos.

La metodología a aplicar presenta una división fundamental entre las herramientas a utilizar para llevar a cabo los cálculos de transporte de radiación y las necesarias para realizar los cálculos de activación.

Hay que indicar asimismo que la línea del acelerador y el BD presentan problemas específicos, debido fundamentalmente a la energía del haz que incide en estos dispositivos, por lo cual se detallarán, cuando proceda, los problemas y soluciones de cada uno de ambos sistemas.

En primer lugar se describe la metodología a aplicar para los cálculos de transporte y de activación. En el caso de los cálculos de transporte, se describe la problemática encontrada en las herramientas computacionales tradicionalmente empleadas para este tipo de instalaciones y se explican los desarrollos realizados para dotar a los cálculos de la adecuada fiabilidad.

Asimismo se detalla el proceso de generación de la geometría de los sistemas, que cobra una importancia relevante en la elaboración de los inputs de los códigos de transporte, tanto mayor cuanto más complicado es el modelo geométrico a simular.

Posteriormente se describe y justifica el empleo de los programas de visualización de resultados, de gran valor en la determinación de las zonas críticas de cara a la dosis obtenida mediante la aportación de mapas de dosis y otras magnitudes relacionadas.

Finalmente se describe el esquema general de la metodología propuesta.

## **5.1 Metodología para el transporte de radiación**

### **5.1.1 Carencias de los actuales códigos de transporte en relación al prototipo de acelerador EVEDA**

Los códigos de Monte Carlo habitualmente utilizados en cálculos de radioprotección, tales como MCNPX [Pelowitz, 2008] o PHITS [Niita, 2006], fueron inicialmente considerados para ser empleados en el prototipo de acelerador EVEDA [Joyer, 2008]. Estos códigos llevan incorporados modelos analíticos para simular las interacciones nucleares de los deuterones. En los primeros estudios de radioprotección de la instalación EVEDA, particularmente en el diseño del BD, se cuestionó la fiabilidad del código MCNPX para determinar la producción neutrónica resultante de la interacción de deuterones de 9 MeV en cobre [Sanz, 2009b]. Como consecuencia, se trató de elaborar una metodología fiable que resolviera esta falta de fiabilidad encontrada.

El primer paso supuso un trabajo conjunto entre los grupos europeos responsables de los cálculos de seguridad y radioprotección en la fase IFMIF/EVEDA (UNED y CEA), de comparación de las secciones eficaces empleadas por los distintos códigos de transporte de Monte Carlo y códigos nucleares con los datos experimentales disponibles, para todos los materiales de interés para el acelerador EVEDA [Blideanu, 2011].

Los elementos analizados fueron: Cu, Ni, Fe, W, C, Cr y Nb. Estos elementos son típicamente empleados en aceleradores; cobre para el BS del BD, acero para la cámara de vacío, niobio y wolframio para los equipos superconductores, etc. Las energías contempladas abarcan las del proyecto IFMIF/EVEDA extendidas hasta los 20 MeV.

Esta comparación de secciones eficaces se desarrolló en tres fases:

- En la primera fase, se recabó información de la base de datos experimental EXFOR, con respecto de las funciones de excitación de producción de neutrones a partir de deuterones.
- Posteriormente, se determinaron las secciones eficaces incluidas en los modelos nucleares incluidos en MCNPX y PHITS.
- Finalmente, se calcularon las secciones eficaces con el código nuclear TALYS [Koning, 2007].

La comparación de los resultados sirve para determinar la capacidad de los códigos de transporte mencionados para predecir la producción neutrónica para las condiciones del acelerador de la fase EVEDA, así como la capacidad del código nuclear TALYS para generar la fuente de neutrones y fotones secundaria inducida por deuterones. La mayor parte de este trabajo ha sido realizado por el grupo TECF3IR de la UNED; particularmente, las actividades primera y tercera mencionadas anteriormente fueron realizadas exclusivamente por la UNED. Con respecto a la segunda actividad, la UNED realizó el trabajo relacionado con el empleo de los modelos contenidos en el código MCNPX, mientras que el CEA hizo lo propio con los modelos contenidos en el código PHITS.

Las secciones eficaces calculadas con los modelos contenidos en el código de transporte MCNPX2.6, tales como INCL4/ABLA e ISABEL/Dresner/RAL, o las obtenidas con el modelo QMD del código PHITS, mostraron para la mayoría de las reacciones una gran discrepancia de las secciones eficaces respecto de los datos experimentales. El análisis de otros modelos tales como CEM03 y LAQGSM dio lugar a resultados todavía peores. Como consecuencia de lo indicado, se concluyó que los modelos nucleares incluidos en los códigos de transporte MCNPX y PHITS no eran apropiados para simular las reacciones inducidas por deuterones en el rango de aplicación del acelerador EVEDA.

Las figuras 27 y 28 son ejemplos del mal comportamiento de los modelos de MCNPX y PHITS anteriormente comentado. La discrepancia con los datos experimentales se observa tanto en la amplitud de las secciones eficaces como en la forma de su dependencia energética.

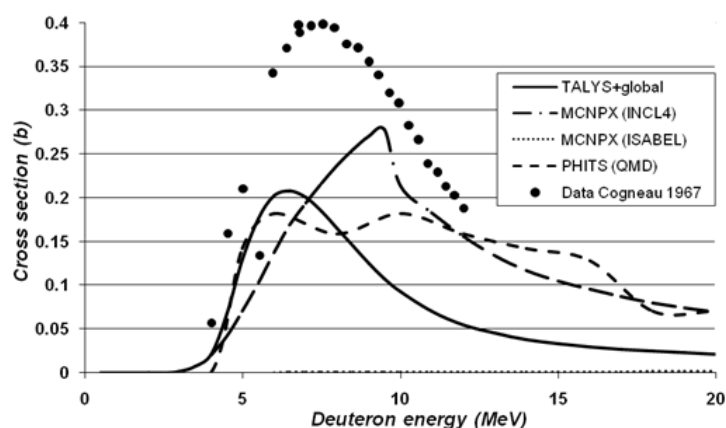


Figura 27 Sección eficaz de la reacción  $^{61}\text{Ni}(d,n)^{62}\text{Cu}$ . Comparación de datos evaluados y experimentales

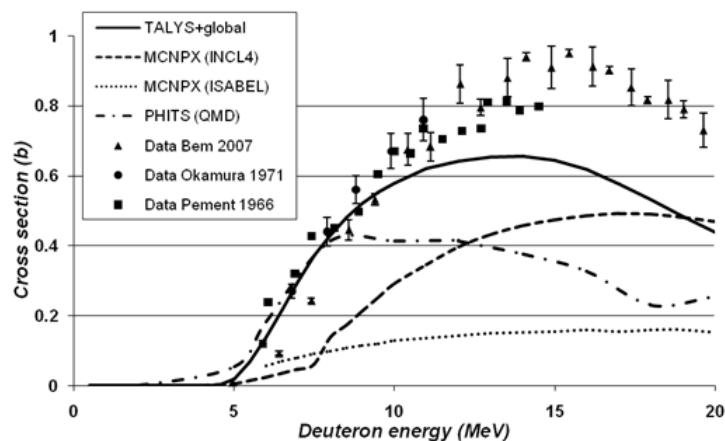


Figura 28 Sección eficaz de la reacción  $^{65}\text{Cu}(d,n)^{65}\text{Zn}$ . Comparación de datos evaluados y experimentales

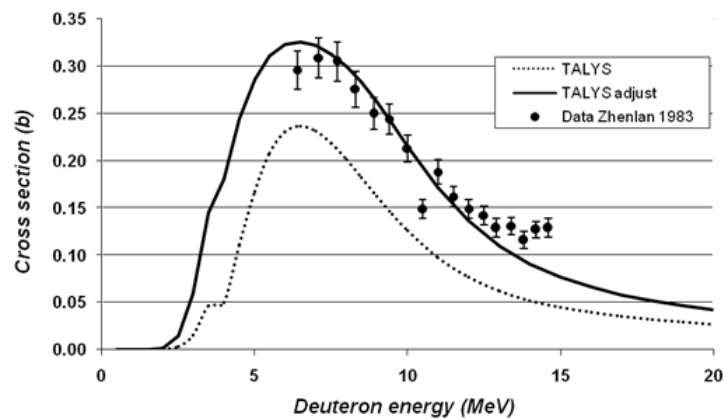
En el caso de los modelos incluidos en MCNPX, el INCL4/ABLA es el que presenta un comportamiento en cuanto a la forma de la sección eficaz con la energía más parecida a las secciones eficaces experimentales. El modelo ISABEL/Dresner/RAL, como el QMD de PHITS, proporciona valores inaceptables. Se puede concluir que todos los modelos, excepto el INCL4, son incapaces de determinar los neutrones generados por el haz de deuterones para energías del deuterón incidente inferiores a los aproximadamente 6 MeV, ya que, como se aprecia en la figura 27 para el caso de incidencia en  $\text{Cu}^{65}$ , para estas bajas energías proporcionan valores muy bajos de las secciones eficaces. Hay que señalar que en el prototipo de acelerador EVEDA, la producción neutrónica por cada deuterón de energía inferior a los 5 MeV en cobre no es nada despreciable respecto de temas asociados con la radioprotección de la instalación [Sanz, 2009a], [García, 2009].

En cuanto al comportamiento de las secciones eficaces obtenidas con el código nuclear TALYS empleando los parámetros globales por defecto, se aprecia en las figuras 27 y 28 que, si bien presentan defectos en amplitud similares a los que proporcionan algunos modelos de los códigos de transporte, la forma de las secciones eficaces se ajusta bastante bien a los datos experimentales. De ello se deduce que, con la utilización del código nuclear TALYS con los oportunos ajustes de los parámetros, se puede obtener una buena reproducción de las secciones eficaces experimentales para ser empleadas en los cálculos de seguridad y radioprotección en la instalación del acelerador EVEDA.

Se han identificado varias reacciones como ejemplos de secciones eficaces que se podrían evaluar para el ajuste de los parámetros del código TALYS a fin de obtener una mejor simulación de los datos experimentales.

Para estos casos, TALYS ofrece la capacidad de ajustar los parámetros del potencial del modelo óptico involucrados en las interacciones entre las partículas incidentes y el núcleo. A fin de mostrar cómo este ajuste puede resolver el problema planteado, se muestran dos casos. En el primero, se presentan los resultados del ajuste empleando herramientas matemáticas estándar. En el segundo, se muestran los resultados obtenidos mediante el empleo de parámetros locales con una base física.

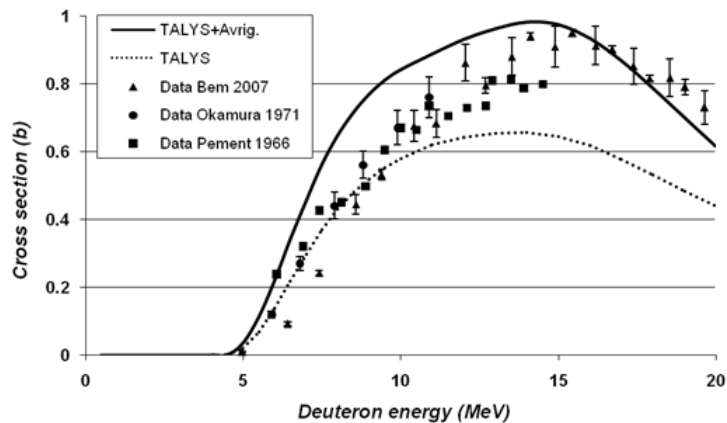
El primer caso trata de la interacción de deuterones en Fe-56. Para este isótopo, disponemos en EXFOR de valores de secciones eficaces para tres reacciones:  $^{56}\text{Fe}(d,n)^{57}\text{Co}$ ,  $^{56}\text{Fe}(d,2n)^{56}\text{Co}$ , y  $^{56}\text{Fe}(d,a)^{54}\text{Mn}$ . Los resultados para estas reacciones empleando el código TALYS y parámetros globales por defecto muestran secciones eficaces que reproducen bien la dependencia energética pero el valor de las mismas no es satisfactorio. Mediante el ajuste puramente matemático de los parámetros mencionados se reproducen las secciones eficaces de la reacción de una manera muy similar a los datos experimentales disponibles. La figura 29 muestra una comparación para la reacción  $^{56}\text{Fe}(d,n)^{57}\text{Co}$  de las secciones eficaces experimentales, los valores obtenidos con TALYS y los parámetros globales por defecto y los valores obtenidos por TALYS con el ajuste matemático apropiado de los parámetros.



**Figura 29** Secciones eficaces obtenidas con y sin ajuste de parámetros mediante el código TALYS para la reacción  $^{56}\text{Fe}(d,n)^{57}\text{Co}$ .  
**Comparación con datos experimentales**

El segundo caso analizado se refiere a la reacción  $^{65}\text{Cu}(d,2n)^{65}\text{Zn}$  para la cual se emplean los parámetros locales de Avrigeanu OMP. La figura 30 muestra la mejora obtenida en la forma de la sección eficaz.





**Figura 30 Secciones eficaces mejoradas para la reacción  $^{65}\text{Cu}(d,2n)^{65}\text{Zn}$  obtenidas con TALYS & parámetros locales OMP. Comparación con resultados experimentales**

Otro aspecto crítico en relación a la producción neutrónica es el espectro emitido. La evaluación del espectro neutrónico generado para la interacción de los deuterones en cobre natural muestra que los resultados obtenidos mediante el empleo de los códigos de transporte MCNPX y PHITS no son físicamente posibles ya que presentan una cola de alta energía incompatible con la energía liberada en la reacción, mientras que los resultados obtenidos con el código nuclear TALYS son siempre consistentes con la cinemática de la reacción. La figura 31 muestra un ejemplo de los resultados obtenidos en la predicción del espectro neutrónico debido a la interacción de deuterones de 9 MeV en cobre natural. Se muestra una comparación entre los valores proporcionados por MCNPX (INCL4/ABLA), PHITS y TALYS con los parámetros globales por defecto. La máxima energía físicamente posible para los neutrones emergentes de la interacción de los deuterones en cobre natural es de aproximadamente 15.7 MeV.

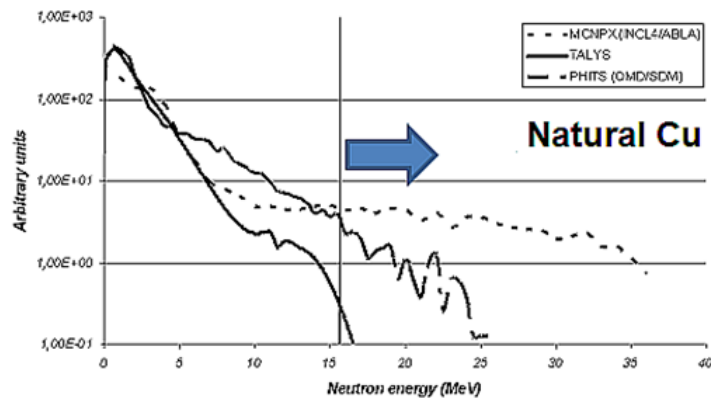


Figura 31 Distribución de probabilidad de los neutrones emergentes para la incidencia de deuterones de 9 MeV en cobre natural

Como resultado del ejercicio de comparación de la producción neutrónica debida a deuterones incidentes en el rango de aplicación del acelerador EVEDA, se concluye que la opción a seguir para el transporte y la obtención de las dosis en fase de funcionamiento supone el desarrollo de los códigos de Monte Carlo a fin de poder emplear las secciones eficaces generadas con el código TALYS, con el apropiado ajuste de los parámetros del potencial del modelo óptico si es necesario.

### 5.1.2 Soluciones para resolver los problemas del transporte de radiación: código MCUNED

Una primera idea de cómo enfrentarse al problema del desarrollo de los códigos de Monte Carlo para poder emplear las secciones eficaces del código TALYS surgió a raíz del contacto con el código McDeLicious [Simakov, 2008]. El código McDeLicious fue desarrollado para otra aplicación: obtener, mediante método de Monte Carlo y de una manera fiable, la fuente neutrónica generada por la interacción d-Li en la instalación IFMIF. McDeLicious presenta un conjunto de subrutinas que permiten modelar el perfil del haz de deuterones de IFMIF tanto en orientación como en forma, modelar la interacción de los deuterones con el haz de litio del target de IFMIF y obtener a fuente neutrónica empleando librerías evaluadas para la interacción d-Li. El enfoque dado por McDeLicious para la simulación d-Li en la instalación IFMIF fue uno de los puntos de partida a raíz del cual se procedió al desarrollo de la metodología (código MCUNED) que se expone a continuación.

La propuesta presentada en esta Tesis para simular el transporte de deuterones en el marco del proyecto EVEDA teniendo en cuenta la problemática indicada en el apartado anterior, consiste en el empleo del código de transporte MCUNED [Sauvan, 2010], [Sanz, 2010].

El código MCUNED es una nueva herramienta computacional desarrollada a partir del código MCNPX por miembros del grupo TECF3IR. MCUNED proporciona una mejora significativa del tratamiento de problemas en los cuales se produce la generación de productos secundarios tales como neutrones, fotones, tritones, etc., a partir de iones ligeros de baja energía como deuterones, alfas, tritones, etc.

Las dos características esenciales del código MCUNED son:

- Permite utilizar librerías de deuterones externas (secciones eficaces de producción de residuales y distribuciones energético-angulares para todas las partículas generadas)
- Incluye una técnica de reducción de varianza para la producción de partículas secundarias generadas por la interacción nuclear con partículas cargadas que reduce drásticamente el tiempo de computación necesario en los cálculos de transporte.

El input de MCUNED es totalmente compatible con los inputs de MCNPX, conservando el código MCUNED todas las capacidades originales de MCNPX. Este hecho es de enorme importancia, ya que permite variar la configuración geométrica de cualquier parte de la instalación sin más que modificar el input de MCUNED, lo cual no es posible por ejemplo con el anteriormente mencionado código McDeLicious [Simakov, 2008], para el cual sería necesario modificar de nuevo las subrutinas, tarea que requiere de un mayor tiempo de trabajo cada vez que se modifica cualquier parámetro.

### **5.1.2.1 Empleo de librerías de deuterones para los cálculos de transporte: implementación en MCNPX y proceso de verificación**

Las subrutinas de MCNPX dedicadas a la lectura y el procesado de las secciones eficaces nucleares de los protones han sido modificadas de tal manera que permitan el empleo de librerías de deuterones (así como de otros iones ligeros). Asimismo se han modificado las subrutinas utilizadas para el muestreo de las reacciones nucleares a fin de que puedan utilizar tablas de datos en vez de modelos nucleares durante la fase del transporte de deuterones. El esquema del transporte de partículas cargadas continúa siendo el mismo del que disponía el código MCNPX originalmente.

Se ha definido un proceso de verificación para comprobar si las modificaciones en las subrutinas de MCNPX, que ahora permiten leer librerías de deuterones, son correctas. Este proceso de verificación consiste en la simulación de un haz de deuterones de 9 MeV, puntual, incidente en un

cilindro delgado de Cu-63. La función respuesta analizada es el espectro neutrónico emitido a diferentes ángulos respecto del eje del haz. La simulación se ha realizado con MCUNED y la librería de transporte de deuterones empleada es la TENDL [Koning, 2010].

La figura 32 muestra la sección eficaz doble diferencial de emisión neutrónica obtenida de la librería de formato ENDF y la calculada con el código MCUNED para distintos ángulos de emisión. Se aprecia un excelente acuerdo entre ambas.

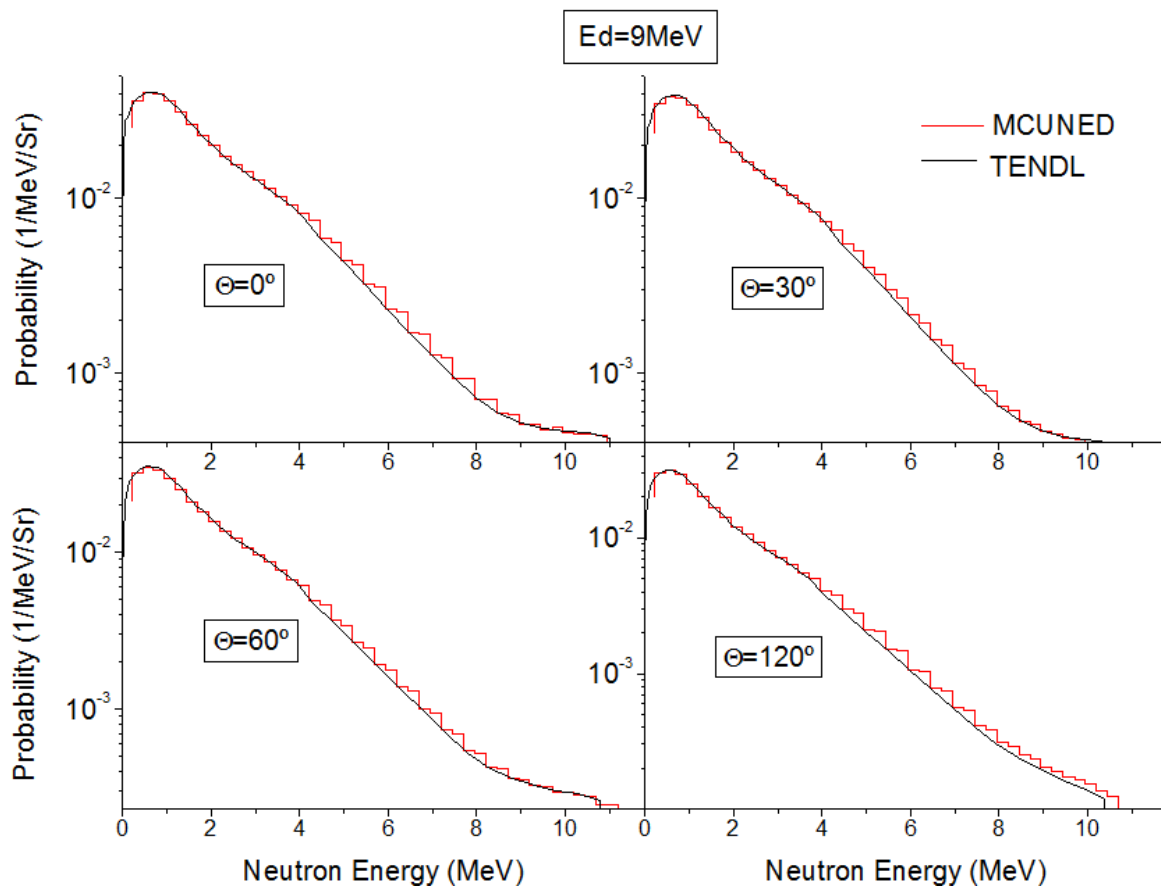


Figura 32 Secciones eficaces de producción neutrónica doble-diferencial para la reacción d-Cu63 con deuterones de 9 MeV

Asimismo, se ha evaluado la dependencia angular del espectro neutrónico producido por la interacción de deuterones de 9 MeV con un blanco grueso de cobre natural. La figura 33 muestra la comparación de los resultados obtenidos empleando el código MCUNED y la librería TENDL2010 con los datos experimentales y los valores proporcionados por el código MCNPX empleando los modelos nucleares INCL4 e ISABEL [Sanz, 2010].

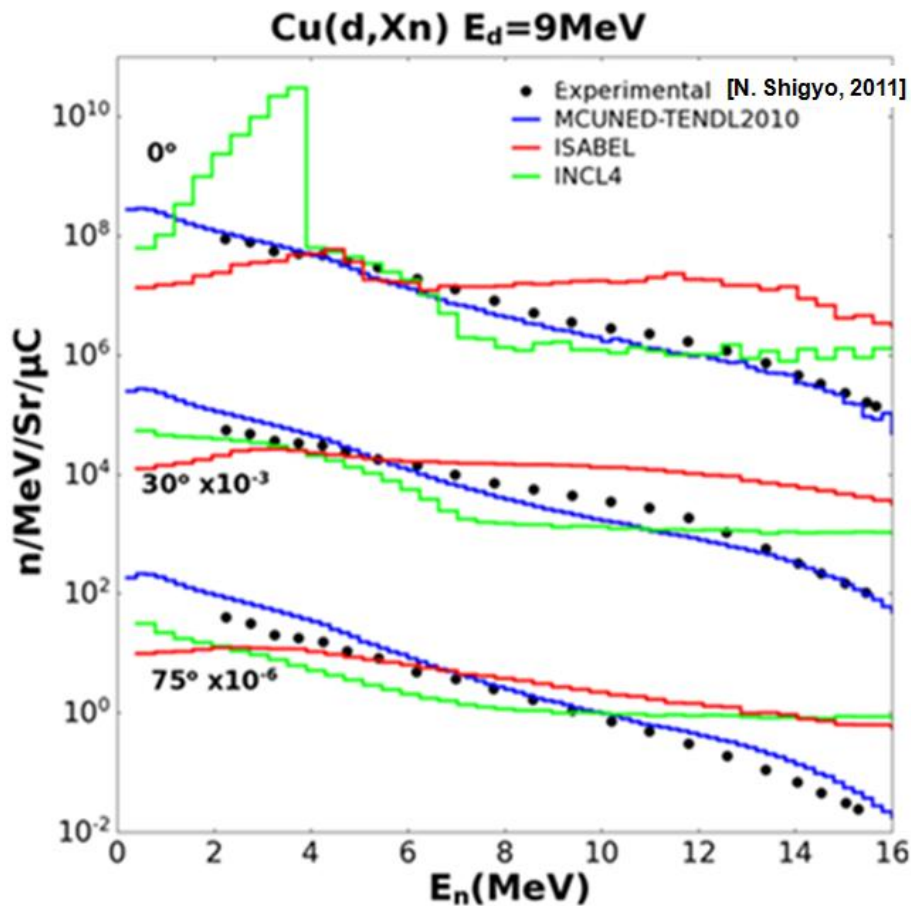


Figura 33 Dependencia angular del espectro neutrónico para la reacción Cu(d,Xn) a 9 MeV. Comparación de datos experimentales con los modelos INCL4, Isabel y la librería tendl10

Como se observa en la figura 33, la similitud del espectro angular proporcionado por la librería TENDL10 mediante el empleo del código de transporte MCUNED con los datos experimentales, es muy satisfactoria. Se ha aplicado un factor de escala en los valores del espectro para  $30^\circ$  y  $75^\circ$  a fin de poder visualizar mejor los resultados de los distintos ángulos de salida.

Finalmente, respecto de la producción total de neutrones por cada interacción de deuterón de 9 MeV en cobre natural, se ha realizado una evaluación comparando los resultados proporcionados por la librería TENDL10, los obtenidos con los modelos nucleares de MCNPX, y los datos experimentales disponibles.

La tabla 13 muestra la producción neutrónica en cobre por cada deuterón incidente para energías de 5 y 9 MeV, comparando la librería TENDL10 con los modelos nucleares de MCNPX INCL4 e ISABEL. Como se desprende de la tabla 5.1, los valores proporcionados por los modelos producen resultados muy inferiores a los que ofrece la librería TENDL10; incluso, en el caso de 5 MeV, el

modelo nuclear Isabel no produce ningún neutrón, mientras que la librería TENDL10 ofrece un valor de producción neutrónica nada despreciable.

**Tabla 13 Producción neutrónica para la reacción Cu(d,Xn) a 5 y 9 MeV. Comparación de datos de la librería tendl10 con los modelos nucleares de MCNPX**

Energía del deuterón (MeV)	5			9		
Tabla/modelo	TENDL10	INCL4	Isabel	TENDL10	INCL4	Isabel
n/d	3.5E-4	7.7E-6	0	9.8E-4	2.4E-4	1.7E-4
<b>Energía media del neutrón (MeV)</b>	1.6	4.2	-	1.9	4.5	5.6

Se han querido comparar los valores obtenidos con algún tipo de datos experimentales. En cuanto a incidencia de deuterones en cobre a 10 MeV, L. W. Smith y colaboradores determinaron un valor de  $8.81E-4$  n/d, mientras que para esta energía los valores proporcionados por la librería TENDL10 y los modelos nucleares INCL4 e Isabel son de  $1.25E-3$ ,  $3.68E-4$  y  $2.70E-4$  respectivamente.

Del estudio realizado se concluye que la librería TENDL10 estima con la suficiente fiabilidad al ser comparada con los datos experimentales disponibles la producción neutrónica, tanto en valor total, como en espectro y en dependencia angular. Los modelos nucleares INCL4 e Isabel, por el contrario, ofrecen valores muy alejados de los datos experimentales y por tanto nada fiables para ser utilizados en los cálculos de radioprotección del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA.

### **5.1.2.2 Técnica de reducción de varianza aplicada a la generación de partículas secundarias en reacciones inducidas por iones ligeros**

Otro de los inconvenientes de los actuales códigos de Monte Carlo en el caso de los cálculos de transporte en los que están involucrados iones ligeros, es el enorme tiempo de computación necesario para la obtención fiable de los valores de las partículas secundarias generadas. Un buen ejemplo de ello es el cálculo de dosis inmediatas debidas a neutrones y fotones generados a partir de deuterones.

En este tipo de problemas, el aspecto más importante de la simulación recae en la generación y transporte de dichas partículas secundarias, para lo cual habrá que emplear un elevado número de

historias para reducir el error estadístico asociado a las funciones respuesta de interés, tales como las dosis en los problemas de blindaje. Además, la fuente de partículas secundarias tiene que ser distribuida adecuadamente (energética y espacialmente) con respecto a la fuente primaria.

Sea  $SH$  el número deseado de historias de partículas secundarias necesarias para obtener un error estadístico aceptable. Si representamos la producción de partículas secundarias por cada partícula primaria por el cociente  $s/p$ , entonces el número necesario de historias de partículas primarias  $PH$  viene dado por  $SH \cdot (s/p) - 1$ .

El problema surge cuando la producción de partículas secundarias por cada partícula primaria ( $s/p$ ) es muy baja. Por ejemplo, si la partícula primaria es un ion ligero, como el caso de los deuterones en el acelerador EVEDA (energía máxima de 9 MeV) donde el número de neutrones producidos por cada deuterón es de alrededor de  $10^{-4}$ , el problema mencionado cobra una especial importancia.

A baja energía, los iones tienen pequeños recorridos dentro del material debido al frenado de la partícula. Este pequeño recorrido asociado a una relativamente baja sección eficaz de absorción conduce a una producción de partículas secundarias muy baja. En el acelerador EVEDA, el orden de magnitud de la relación ( $s/p$ ) es de aproximadamente  $10^{-4}$ , como se ha mencionado anteriormente. Esta característica del transporte de iones ligeros provoca el empleo de grandes tiempos de computación para el transporte de partículas primarias que no juegan ningún papel en el cálculo de funciones respuesta asociadas a la producción y transporte de partículas secundarias.

La principal idea de la nueva técnica de reducción de varianza [Sauvan, 2010] incorporada en MCUNED para la producción de partículas secundarias a partir de reacciones nucleares inducidas por partículas cargadas, supone forzar siempre la reacción nuclear, teniendo cuidado de realizar correctamente el transporte de la partícula cargada, dando lugar a la absorción de la partícula incidente por el núcleo blanco para cada historia de cada partícula cargada. El peso de la partícula secundaria producida se multiplica entonces por la probabilidad de que se produzca la absorción, para de esta manera mantener el valor de la producción de partículas secundarias. Esta técnica de reducción de varianza es válida únicamente para toda clase de iones, no siendo válida para electrones ni positrones ya que no tiene en cuenta el efecto del bremsstrahlung, el cual es despreciable para iones.

Se ha realizado un proceso de verificación, estando basado el procedimiento para evaluar el método de la técnica de reducción de varianza en las siguientes consideraciones [Sauvan, 2010]:

- Las simulaciones se realizan con MCNPX y MCUNED, empleándose los mismos inputs en ambas simulaciones. Las únicas diferencias estriban en el input de MCUNED, al cual se incorpora y activa por una parte la opción de reducción de varianza para la generación de partículas secundarias, y por otra parte en el número distinto de historias empleadas con MCNPX y MCUNED.
- El número de historias de partículas primarias en ambas simulaciones se ajusta de tal manera que se obtengan iguales (o muy similares) errores estadísticos en las funciones respuesta de interés.
- La técnica de reducción de varianza se considera correcta si el error relativo obtenido en los cálculos entre MCNPX y MCUNED es comparable al error estadístico de los valores de las funciones respuestas, es decir:

$$\varepsilon_r = \frac{|\bar{X}_{MCNPX} - \bar{X}_{MCUNED}|}{\bar{X}_{MCNPX}} \leq \max(\varepsilon_{MCNPX}, \varepsilon_{MCUNED})$$

Donde  $\bar{X}_{MCNPX}$  es la cantidad calculada con MCNPX,  $\bar{X}_{MCUNED}$  el valor medio de la cantidad obtenida con MCUNED teniéndose activada la técnica de reducción de varianza, y  $\varepsilon_{MCNPX}$  y  $\varepsilon_{MCUNED}$  son los errores estadísticos asociados a los cálculos llevados a cabo con MCNPX y MCUNED respectivamente.

- Finalmente, para medir de alguna manera el beneficio obtenido al utilizar la técnica de reducción de varianza, se compararán los tiempos de computación necesarios para llevar a cabo la simulación con un solo procesador, tanto para el cálculo realizado por MCNPX como para el cálculo realizado con MCUNED.

La conclusión obtenida en el proceso de verificación realizado indica que el empleo de la técnica de reducción de varianza produce resultados correctos que son de gran utilidad asimismo cuando la producción de partículas secundarias es baja, siendo su empleo necesario cuando la producción de partículas secundarias es muy baja.



El siguiente ejemplo muestra los resultados obtenidos en el caso de una simulación consistente en la irradiación de protones de 10 MeV impactando en un cilindro de cobre natural de 1 mm de espesor y 1 cm de radio. La simulación es llevada a cabo con MCNPX y MCUNED evaluándose el espectro neutrónico obtenido a varios ángulos respecto de la dirección de incidencia del haz con el blanco. Se han empleado, tanto para la simulación con MCNPX como para MCUNED, librerías de secciones eficaces.

La comparación entre MCNPX y MCUNED respecto de los resultados obtenidos muestra que los errores relativos de los valores medios existentes entre los resultados proporcionados por ambos códigos son inferiores a los errores estadísticos (errores estadísticos inferiores en la mayoría de los casos al 1 %). La corrección de la técnica de reducción de varianza implementada en el código MCUNED vendrá refrendada por el buen acuerdo entre los resultados ofrecidos por ambos códigos.

La tabla 14 muestra el número de historias empleadas y los resultados obtenidos por ambas simulaciones, observándose de forma clara los beneficios del empleo de la técnica de reducción de varianza. La reducción del tiempo de cálculo es enorme, siendo de tres órdenes de magnitud inferior en el caso de emplear el código MCUNED.

**Tabla 14 Comparación de los códigos MCNPX y MCUNED respecto de la producción neutrónica inducida por protones en un blanco de cobre (tiempo de cálculo referido a un solo procesador)**

	<b>MCNPX</b>	<b>MCUNED</b>
<b>Número de historias</b>	$10^{10}$	$10^7$
<b>Tiempo de computación (minutos)</b>	$1.37 \cdot 10^5$	32
<b>Historias de neutrones producidas</b>	$5.59 \cdot 10^6$	$5.36 \cdot 10^6$
<b>Neutrones/protón</b>	$5.59 \cdot 10^{-4}$	$5.59 \cdot 10^{-4}$
<b>Error estadístico (%)</b>	0.04	0.03

Se ha analizado además la ganancia de tiempo obtenido en el cálculo empleando la técnica de reducción de varianza con el código MCUNED. Sea  $T_p$  el tiempo de computación necesario para calcular la historia de una partícula primaria y  $T_s$  el tiempo que se tarda en transportar las partículas secundarias producidas por la reacción nuclear inducida por la partícula primaria. Entonces, el tiempo necesario para producir y transportar las partículas secundarias sin aplicar la técnica de

reducción de varianza será  $T_{\text{without VR}} = n \cdot T_p + T_s$  (con  $n = (s/p) - 1$ ), mientras que el tiempo necesario aplicando la técnica de reducción de varianza será  $T_{\text{VR}} = T_p + T_s$ .

Por lo tanto, la ganancia relativa de tiempo de computación vendrá dada por:

$$G = \frac{T_{\text{without VR}}}{T_{\text{VR}}} = \frac{n + T_s / T_p}{1 + T_s / T_p}$$

En el caso de la instalación IFMIF/EVEDA, en la que el número de neutrones secundarios producidos por cada deuterón incidente de 9 MeV es del orden de  $10^{-4}$ , se obtiene un ahorro de tiempo de un factor 1000 en la mayor parte de las aplicaciones.

Se han realizado además otros análisis para evaluar la fiabilidad del código MCUNED respecto de otras funciones respuesta [Sauvan, 2010] tales como la producción de fotones, el equivalente de dosis ambiental debido a fotones y neutrones, etc. La simulación consistió en el empleo de un haz de protones de corriente 100 mA y 6.7 MeV de energía impactando en un blanco cilíndrico de níquel de 1 mm de espesor y 1 cm de radio. Estos parámetros son representativos de la instalación LEDA. Los resultados de la simulación han sido de nuevo muy satisfactorios, obteniéndose, de manera similar al caso anterior, una gran reducción del tiempo de cálculo con mantenimiento del error estadístico lo suficientemente bajo.

### **5.1.3 Metodología para el cálculo de la fuente neutrónica debida a la interacción deuterón-deuterio**

Como se ha indicado anteriormente, en la instalación IFMIF/EVEDA existen dos tipos de interacciones de los deuterones con los materiales. El primer tipo de interacción es la debida a la reacción de los deuterones con las cavidades de cobre del acelerador y con el elemento de parada del haz, o BS. El segundo tipo de interacción es la que se produce entre los deuterones y el deuterio previamente implantado. El proceso de implantación puede ser debido bien a las pérdidas del haz a lo largo del acelerador o bien debido a la parada final del haz en el BD.

Respecto de este segundo tipo de interacción, se ha desarrollado una nueva metodología que aporta una mayor fiabilidad a la evaluación de la producción neutrónica debido a la interacción deuterón-deuterio.

La metodología desarrollada consta de dos partes, la referida a la difusión del deuterio implantado en el cobre (material constituyente de las cavidades del acelerador y, como se justificará en el capítulo 8, del BS), y la relativa al transporte de la fuente secundaria generada.

### **5.1.3.1 Metodología para la difusión del deuterio implantado**

Tradicionalmente, y sin tener en cuenta las condiciones de irradiación, los cálculos que se venían realizando relativos a la interacción de deuterones en deuterio acumulado en cobre, utilizaban la conocida como densidad de saturación del cobre a temperatura ambiente, de valor  $C_{\text{sat}}=1.7 \cdot 10^{28}$  D/m<sup>3</sup>. Es éste un valor conservador de la densidad del deuterio en cobre a temperatura ambiente (293 °K). Realmente, el valor indicado se corresponde con la concentración estacionaria alcanzada para unas condiciones de irradiación de 60-85 mA/cm<sup>2</sup>, muy diferentes de las condiciones del acelerador EVEDA, cuyo valor máximo es de 0.0158 mA/cm<sup>2</sup>. Esta sobreestimación conduce a resultados asimismo muy conservadores, que ya han sido publicados por diferentes autores [García, 2009], [Mayoral, 2011].

Si bien el empleo de la densidad de saturación tradicionalmente empleada  $C_{\text{sat}}$  es de utilidad en la obtención de resultados conservadores relacionados con la radioprotección, como es el caso de la producción neutrónica y otras como la producción de tritio, se ha considerado necesario el desarrollo de una metodología capaz de predecir de forma más realista el perfil de concentración de deuterio en el acelerador EVEDA. Esta metodología propuesta hace uso, entre otras herramientas, del código TMAP7 [Longhurst, 2004].

El código TMAP7 fue desarrollado por el “Idaho National Engineering and Environmental Laboratory” en los años 80 del siglo XX para el análisis de seguridad de sistemas en los que se trabaja con tritio. Asimismo, el código es capaz de tratar con otro tipo de gases como el deuterio. Es un código para el transporte de masa y calor. TMAP7 en su más reciente actualización incluye capacidades de cálculo para 10 especies de difusión y considera decaimiento radiactivo.

El código TMAP7 es capaz de simular el proceso de difusión debido a fuerzas generadas por gradientes de concentración hacia delante y hacia atrás de la estructura irradiada, e incluye efectos debidos a la existencia de impurezas, daño estructural, formación de burbujas, etc., en los cuales la energía necesaria para la migración es superior a la requerida para el proceso de difusión ordinario.

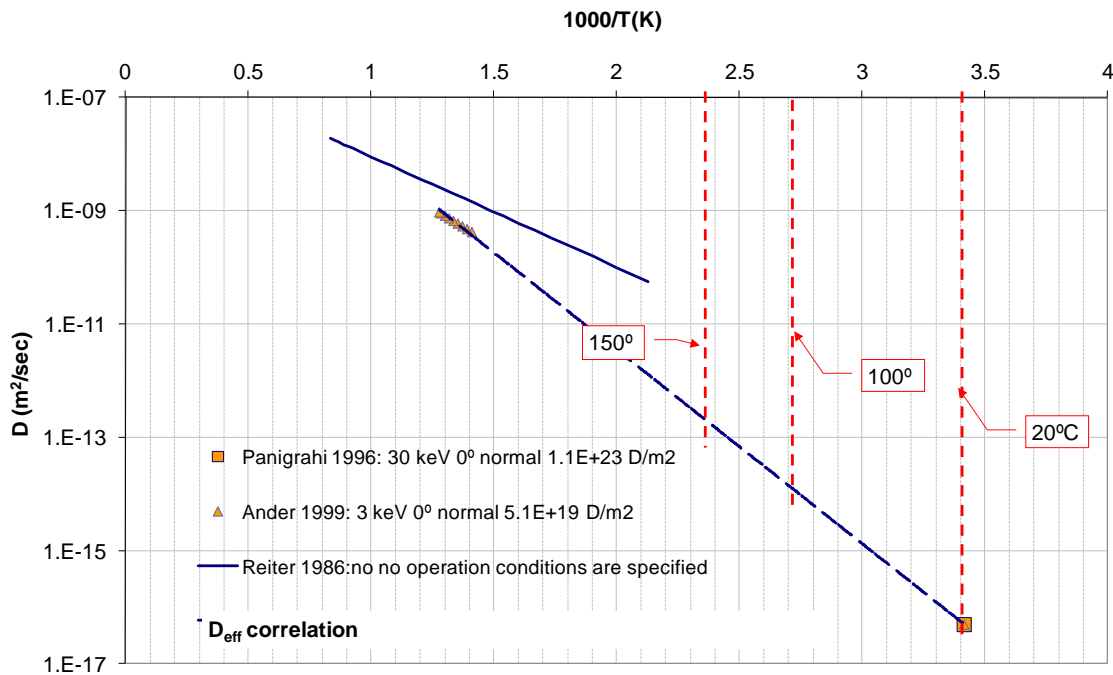
La exactitud de los resultados proporcionados por el código TMAP7 depende de la disponibilidad de valores para los coeficientes de transporte necesarios para la simulación, tales como la difusividad, recombinación, densidad de trampas, energía de las mismas, etc.

Respecto de los coeficientes para trampas, no hay datos bibliográficos para el cobre, y el rango de temperaturas para los datos existentes (470–1200 °K) no incluye una parte del rango de temperaturas de trabajo del acelerador EVEDA (293–373 °K).

Respecto de la bibliografía existente de datos experimentales, varios autores han informado de los efectos más importantes en el proceso de difusión y de las variables que los determinan. Fukui et al. [Fukui, 1995] relacionan las trampas y la temperatura como los parámetros más importantes para la determinación de la concentración estacionaria de hidrógeno durante la irradiación del cobre. Panigrahi et al. [Panigrahi, 1996] sugieren que la implantación de deuterio en cobre a temperatura ambiente se produce fundamentalmente debido a la migración del deuterio atrapado en las vacantes generadas en la estructura (para condiciones de 30 keV, 0.025 mA/cm<sup>2</sup>, 293 °K, 1.1 10<sup>19</sup> D/cm<sup>2</sup>). Anderl et al. [Anderl, 1999] informan del efecto de la difusión diferida del deuterio atrapado en los defectos inducidos por el haz en la estructura del material (para condiciones de 3 keV, 1.14 mA/cm<sup>2</sup>, 710–785 °K, 5.1 10<sup>19</sup> D/cm<sup>2</sup>).

Dada la complejidad de los fenómenos involucrados en la difusión de las especies en el material original, en nuestro caso deuterio en cobre, se ha propuesto [Mayoral, 2011] el empleo de un nuevo parámetro llamado coeficiente de difusividad efectiva (Def(T)). Este parámetro incluye el efecto de las trampas (daño estructural, burbujas, etc.) en la migración del deuterio.

La figura 33 muestra el mencionado coeficiente de difusividad efectiva (Def(T)) empleado en distintos experimentos. Es de destacar cómo la extrapolación de los valores propuestos por Anderl et al. para temperaturas entre 710 y 785 °K concuerdan razonablemente bien con los valores propuestos por Panigrahi et al. para una temperatura de 293 °K.



**Figura 34** Coeficiente de difusividad en función de la temperatura. Datos experimentales y valor propuesto para la instalación IFMIF/EVEDA

Se propone entonces para el acelerador EVEDA el empleo de la correlación indicada (línea a trazos de la figura 34) para nuestras condiciones de operación (hasta  $0.0158 \text{ mA}/\text{cm}^2$ ,  $0.1\text{-}9 \text{ MeV}$ ,  $293\text{-}785 \text{ }^\circ\text{K}$ ) [Mayoral, 2011].

En cualquier caso, es necesario analizar la fiabilidad de las simulaciones teniendo en cuenta que las condiciones de operación de los experimentos son muy diferentes a las del acelerador EVEDA.

Panigrahi et al. propusieron un valor constante de  $D_{\text{eff}}(T)$  para fluencias de hasta  $1.1 \cdot 10^{19} \text{ D}/\text{cm}^2$ , y Anderl et al. informaron de la existencia de condiciones estables para el rango de fluencias de su experimento ( $1.0 \cdot 10^{19}$  a  $5.1 \cdot 10^{19} \text{ D}/\text{cm}^2$ ). Para las condiciones operacionales de EVEDA, el tiempo necesario para alcanzar este nivel de fluencia es superior a los 200 días en todas las zonas excepto en el BS y en los primeros 250 cm del RFQ.

En cuanto al acelerador, y más propiamente el RFQ, se ha dividido en 10 secciones de igual longitud por propósitos computacionales. Hay que indicar que en las secciones 1 y 2 del RFQ (primeros 250 cm) el efecto de la fluencia podría ser subestimado debido a la baja energía del haz. En el BD no se esperan efectos similares debido a su alta temperatura de trabajo. Respecto de otros parámetros como la energía del deuterón incidente y su ángulo de interacción, podrían ser efectos

importantes en la determinación de la distribución espacial de las trampas, no obstante, al no disponerse de información al respecto, dichos efectos no serán tenidos en cuenta.

Para evaluar la correlación propuesta para  $Def(T)$  en el caso del acelerador EVEDA, se ha evaluado el perfil de concentración espacial de deuterio para varias condiciones experimentales de  $C_{sat}$  (60–85 mA/cm<sup>2</sup>, 0.08–0.120 MeV, 293 °K). La figura 35 muestra la información referida a este estudio. Las líneas azul y verde corresponden al perfil de concentración de deuterio obtenido para las condiciones de los experimentos utilizando el código TMAP7 y el coeficiente de difusividad efectiva ( $Def(T)$ ), y la línea roja muestra el valor de saturación. Como se aprecia, existe un acuerdo satisfactorio entre los resultados obtenidos con la metodología propuesta y el valor obtenido para los experimentos [Mayoral, 2011].

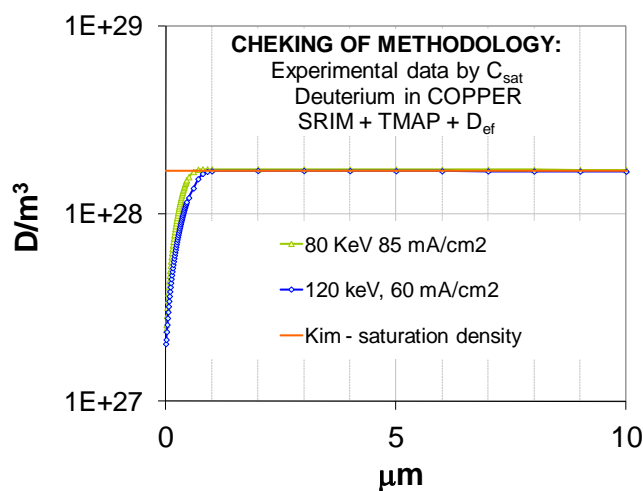


Figura 35 Evaluación del perfil de concentración espacial de deuterio: comprobación de los datos experimentales mediante la metodología propuesta

### 5.1.3.2 Metodología para el transporte de las partículas secundarias generadas

En cuanto a la evaluación de la producción neutrónica secundaria debida a la interacción de los deuterones con el deuterio previamente acumulado, de nuevo, como en el caso de la debida a la interacción de los deuterones con el cobre, nos encontramos con la falta de fiabilidad de los cálculos aportados por MCNPX o PHITS. Esta falta de fiabilidad viene determinada por los modelos empleados por dichos códigos de transporte para realizar la estimación de la fuente neutrónica.

La producción neutrónica en el caso del deuterio implantado ha sido determinada mediante el empleo del código MCUNED haciendo uso de la librería ENDF [Pelowitz, 2008]. La figura 36

muestra la comparación entre las secciones eficaces experimentales para la reacción  $d(D,n)He$  y los valores de la librería ENDF.

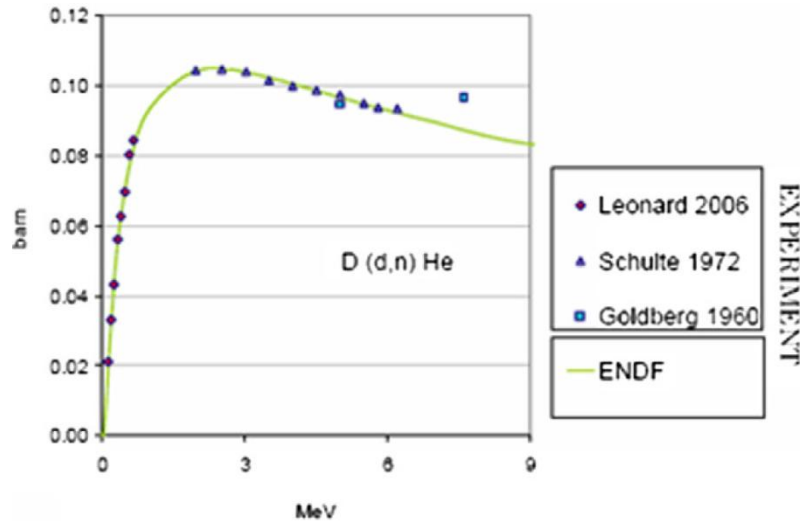


Figura 36 Comparación de las secciones eficaces de la reacción  $d(D,n)He$  entre experimentos y la librería ENDF

Como se observa en la figura 36, existe un buen acuerdo entre los datos experimentales y los proporcionados por la librería ENDF, empleada para la evaluación de la fuente neutrónica debida a la interacción de los deuterones con el deuterio previamente implantado.

## 5.2 Metodología de aplicación para los cálculos de activación

Una vez determinados los flujos neutrónicos responsables de la activación en los materiales presentes en el entorno del acelerador EVEDA (tanto el flujo de deuterones en el cobre de las cavidades del acelerador y en el cono del BS, como el flujo de neutrones en los materiales presentes en el interior de la sala del acelerador) mediante el código MCUNED y los datos nucleares de la librería TENDL, los cálculos de activación se realizan con el código ACAB [Sanz, 2008] empleando la librería de activación EAF2007 [Forrest, 2007a], [Forrest, 2007b].

El código ACAB está diseñado para realizar cálculos de activación y transmutación para aplicaciones nucleares. Ha sido empleado para simular escenarios operacionales realistas para sistemas nucleares muy diferentes: fusión inercial, fusión magnética, reactores de fisión, etc.

ACAB es capaz de:

- Realizar cálculos de inventario con dependencia espacial para flujos neutrónicos multidimensionales.
- Tratar transiciones de decaimiento desde los estados básico y estados isoméricos; es decir, todas las reacciones que pueden ocurrir son tenidas en cuenta por el código.
- Tratar con reacciones de partículas cargadas.
- Predecir reacciones de daño/transmutación.
- Tener en cuenta los actínidos y los productos de fisión.
- Tratar el efecto del cambio de composición continuo de un material en un sistema.
- Generar actividades, calor residual, emisión neutrónica, radiotoxicidad, espectro de decaimiento gamma, tasa de dosis de contacto, parámetros para la clasificación de residuos, dosis exterior al individuo más expuesto y dosis colectiva, así como las consecuencias asociadas.
- Identificar radionucleidos críticos y sus vías de producción.
- Calcular las incertidumbres para evaluar el impacto de las incertidumbres de las librerías de secciones eficaces de activación sobre las funciones respuesta asociadas con la activación.

El algoritmo principal de ACAB está basado en el precedente del código Origen [Croff, 1980].

Las figuras 37 y 38 muestran el esquema general de entrada y salida de datos del código de activación ACAB [Sanz, 2008].



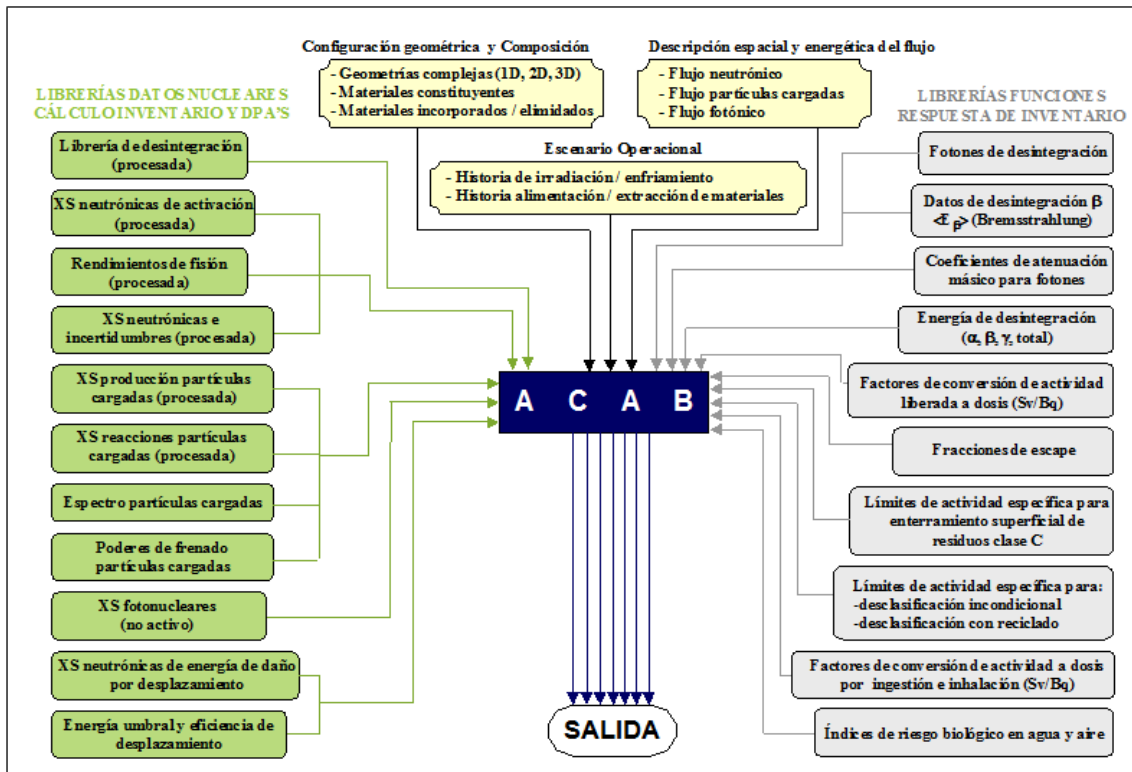


Figura 37 Esquema general de entrada de datos en el código ACAB

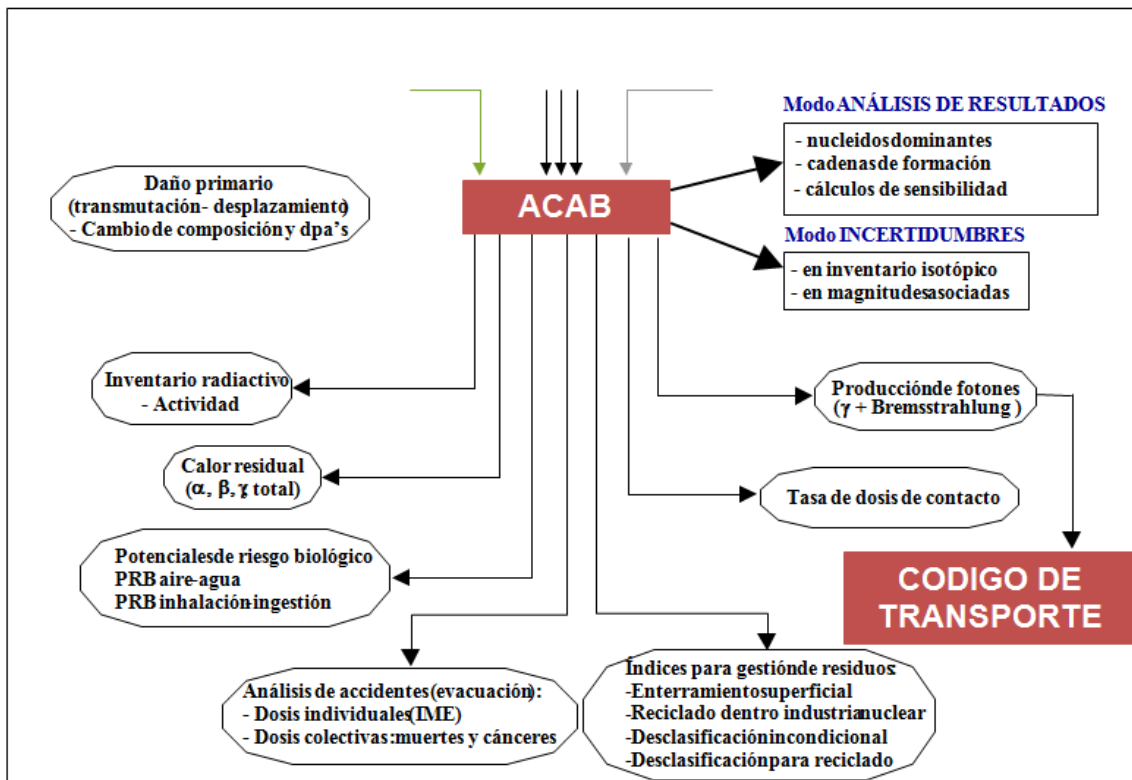


Figura 38 Esquema general de salida de funciones respuesta del código ACAB

El transporte de la fuente de fotones residual resultante se calcula empleando de nuevo el código de transporte MCUNED o MCNPX, de forma indistinta, ya que para el transporte de fotones ambos dos programas comparten código y librerías.

### **5.3 Metodología para la generación de la geometría de la instalación**

Uno de los primeros pasos a la hora de elaborar el input para el programa de transporte es la elaboración de la geometría del modelo físico a reproducir. Tradicionalmente, los propios códigos de transporte poseen herramientas para el diseño más o menos potentes, si bien la complejidad de los modelos necesarios en el caso de la geometría del prototipo de acelerador EVEDA hacía necesaria alguna clase de acoplamiento entre programas de diseño más potentes, del tipo “Computer Aided Design” (CAD), con los programas de transporte de radiación como MCNPX.

Para la elaboración de la geometría del modelo de acelerador y BD a introducir en el input del código de transporte, se ha empleado el programa de CAD “CATIA” [CATIA, 2010], el cual es habitualmente empleado en industrias diversas como la aeronáutica o de automoción, y un programa de acoplamiento, “MCAM” [Wu, 1992], que lee el formato del modelo geométrico de CATIA y lo convierte en el formato necesario para ser introducido en el input del código de transporte MCNPX.

La importancia del empleo de programa CATIA radica por un lado en la posibilidad de realizar el continuo redimensionamiento de la geometría de la instalación así como la posibilidad de añadir nuevos materiales de blindaje necesarios derivados de los resultados de activación y dosis obtenidos en el proceso de cálculo; todo ello con una mucho mayor facilidad que en el caso de diseñar la geometría sin utilizar esta herramienta de diseño. Por otro lado, mediante el diseño paramétrico de la geometría y los blindajes necesarios de la instalación, se puede proceder a seccionar los distintos materiales para una mejor optimización de las fuentes de radiación. Esta posibilidad ha sido de especial interés en el caso del transporte de la fuente de fotones residual procedente del cono del BS activado, mediante la cual se ha podido determinar fácilmente la distribución de actividad generada a lo largo del BS empleándose un número de secciones elevado.

### **5.4 Metodología para la visualización de los resultados**

Los códigos de transporte y activación empleados disponen por sí solos o con la ayuda de herramientas tradicionales como programas de Windows tipo Excel, de herramientas para la

visualización de los resultados. Como ejemplos de tablas o gráficas que se pueden obtener de esta manera podemos citar la dependencia de las secciones eficaces con la energía, la evolución de la dosis o la actividad con el tiempo o los espectros del flujo de radiación.

Una función respuesta muy interesante en los cálculos de radioprotección es el mapa de dosis. Este mapa muestra un espacio geométrico de la instalación en el que se superpone un mapa con código de colores que sirve para detectar las zonas críticas respecto de la dosis existente. Pueden ser obtenidos tanto para dosis en funcionamiento como para dosis en parada para cualquier esquema de irradiación y enfriamiento, y para la dosis provocada por los distintos tipos de radiaciones. Además de la dosis, se pueden obtener mapas de otras magnitudes como flujos, energía depositada, etc.

Los mapas de dosis (y otras funciones respuestas) necesarios para la determinación de las zonas críticas respecto de los cálculos de radioprotección han sido visualizados mediante el programa Moritz [Ripper, 2008].

## 5.5 Esquema general de la metodología desarrollada

La figura 39 muestra el esquema general desarrollado para realizar los cálculos de radioprotección en el prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA.

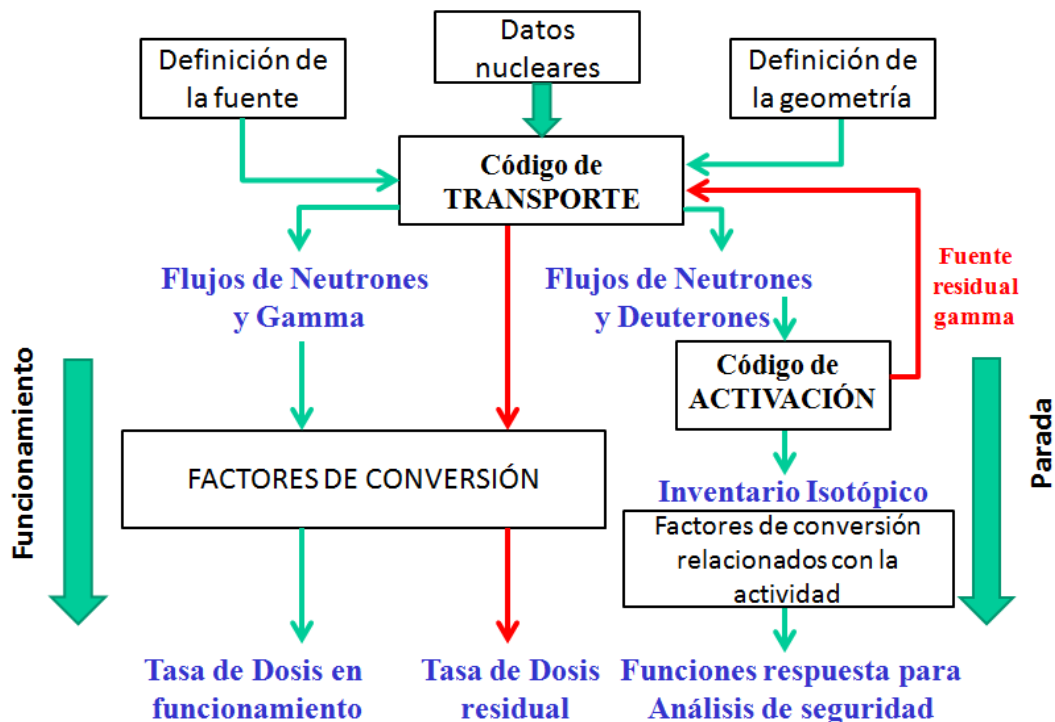


Figura 39 Esquema general de metodología empleada en los cálculos realizados en la instalación IFMIF/EVEDA

En los siguientes párrafos se procede a dar una breve explicación de cada uno de los módulos presentados en el esquema general de la metodología desarrollada.

En la descripción de la fuente, cuyos valores se especifican en el input del código de transporte, se definen los parámetros que determinan factores tales como el tipo de partícula fuente, su energía, su dirección y su espectro de emisión. Los valores relativos al caso del acelerador y el BD serán descritos en los apartados dedicados a ambas instalaciones.

Los datos nucleares empleados para la obtención de la fuente neutrónica producida por la interacción de las pérdidas de deuterones (acelerador) o haz (BD) con las cavidades de cobre del acelerador (acelerador), como del BS (BD) o el deuterio implantado (acelerador y BD) proceden de la librería TENDL.

La geometría se reproduce y diseña con el programa de CAD, CATIA. Posteriormente se convierte al formato requerido por MCNPX mediante el programa de acoplamiento MCAM. Hay que indicar que el diseño con CATIA es paramétrico, es decir, presenta la enorme ventaja de cara al ahorro de tiempo en el diseño relativo a que cualquier cambio en el modelo geométrico inicial de CATIA, se traslada automáticamente al modelo del input del código de transporte MCNPX.

El código de transporte empleado es MCUNED, dado que es el único capaz de emplear las librerías de deuterones que se han encontrado más apropiadas (TENDL10) para la generación de la fuente de neutrones secundaria. El transporte de los neutrones generados se realiza con el código MCUNED haciendo uso de la librería ENDF [Pelowitz, 2008].

El perfil de concentración de deuterio acumulado en cada parte del acelerador y el BD (necesario para determinar la fuente de neutrones secundaria generada por la interacción de los deuterones con el deuterio acumulado) es calculado haciendo uso de la nueva metodología desarrollada a tal fin, consistente principalmente en el uso del código TMAP7 y el coeficiente de difusividad efectiva extrapolado a las condiciones de funcionamiento del acelerador EVEDA.

Los factores de conversión de flujo a dosis inmediata, tanto para neutrones como para fotones, son los provenientes de la ICRP74 para la obtención del equivalente de dosis ambiental, la cual es una estimación de la dosis efectiva, recomendada para los cálculos de dosis prospectiva, es decir, para cálculos de radioprotección de instalaciones en fase de diseño.

Los cálculos de activación se llevan a cabo con el código ACAB. Básicamente, y aplicado al caso concreto objeto de esta Tesis, el cálculo de activación consta de los siguientes pasos:

1. Obtención del flujo de partículas de cada tipo de radiación, deuterones o neutrones, en el material en que se quiere calcular el inventario isotópico. Se calcula el flujo indicado en la estructura VITAMIN-J de 211 grupos de energía para la obtención del espectro de deuterones y neutrones en el material de interés, ya que es la misma estructura de grupos que posee la librería de activación empleada, la EAF2007.
2. Se colapsa el flujo de partículas con la librería de activación EAF2007. Para el flujo de deuterones se utiliza la librería de activación de deuterones y para el flujo de neutrones se emplea la librería de activación de neutrones.
3. Una vez se obtiene la sección eficaz colapsada como se indica en el punto anterior mediante el programa COLLAPS [Sanz, 2008], se utiliza el programa ACAB y las librerías asociadas necesarias, tales como la que engloba las constantes de desintegración de los radioisótopos, para obtener las funciones respuesta requeridas asociadas a los cálculos de activación. La ecuación general que resuelve el código ACAB es de la forma:

$$\frac{dN_i}{dt} = -(\lambda_i + \sigma_i \phi)N_i + \sum_j (\lambda_{j \rightarrow i} + \sigma_{j \rightarrow i} \phi)N_j$$

donde:

- $N_i$  Número de átomos del nucleido  $i$  al tiempo  $t$
- $\lambda_i$  Constante de decaimiento del nucleido  $i$
- $\lambda_{j \rightarrow i}$  Constante de decaimiento del nucleido  $j$  produciendo el nucleido  $i$
- $\sigma_i$  Sección eficaz total para las reacciones del nucleido  $i$
- $\sigma_{j \rightarrow i}$  Sección eficaz de las reacciones en el nucleido  $j$  que producen el nucleido  $i$
- $\phi$  Flujo total

4. Los archivos de salida del código ACAB proporcionan las funciones respuesta requeridas para los cálculos de activación, tales como actividad, inventario isotópico, fuente de fotones residual, etc. Estas funciones respuesta son específicas para un tiempo de irradiación y de enfriamiento determinados.

5. Una vez se dispone de la fuente de fotones residual, se realiza el transporte de la misma con MCUNED o MCNPX y la librería MCLIB04 [Pelowitz, 2008], utilizándose de nuevo los factores de conversión de dosis para fotones provenientes de la “International Commission on Radiological Protection” en su publicación 74 del año 1996, ICRP74 [ICRP74, 1996], para la estimación del equivalente de dosis ambiental.

## 5.6 Conclusiones

Disponer de una adecuada metodología para el cálculo de las magnitudes relacionadas con la radioprotección en el acelerador EVEDA, es una labor fundamental para la toma de decisiones en lo relativo a la protección radiológica de trabajadores profesionalmente expuestos y público en general. Las propiedades que ha de poseer dicha metodología no son otras sino las de fiabilidad y eficiencia.

Los pasos seguidos en la elaboración de la metodología han sido: i) analizar la problemática existente en la instalación desde el punto de vista de la radioprotección, ii) revisar el estado del arte relativo a las herramientas computacionales necesarias para evaluar las funciones respuesta relacionadas con los cálculos de radioprotección y iii) desarrollar y aplicar las herramientas que palien las carencias de la metodología tradicional.

El análisis de la metodología tradicionalmente empleada en este tipo de aceleradores de deuterones de baja energía (hasta 9 MeV) como los códigos de transporte MCNPX o PHITS y sus modelos nucleares disponibles, así como los procedimientos para evaluar la fuente neutrónica producida por la interacción de los deuterones con el deuterio previamente implantado, han hecho necesario, una vez comprobada la falta de fiabilidad de aquellos, el desarrollo de nuevas herramientas computacionales y metodologías que permitan evaluar de una manera fiable las fuentes neutrónicas generadas por la interacción de los deuterones con las cavidades del acelerador y el BD y con el deuterio implantado.

Como ejemplos de la nueva metodología desarrollada se puede citar por una parte el empleo de un nuevo código para el transporte fiable de deuterones haciendo uso de las librerías de datos nucleares más adecuadas como el caso de la librería TENDL, tal es el caso del código MCUNED. La necesidad del mencionado código fue puesta de manifiesto cuando se evaluaron las herramientas

disponibles para determinar de una manera fiable la producción de la fuente neutrónica secundaria producida por la interacción de los deuterones con los materiales de la instalación.

MCUNED ha sido desarrollado por otros miembros del grupo TECF3IR, tomando como punto de partida las necesidades puestas de manifiesto por el autor de la presente Tesis, de cara a la estimación fiable de la fuente neutrónica generada por la interacción de deuterones de baja energía característicos de la instalación en estudio (por debajo de 9 MeV). El autor de esta Tesis ha tenido una labor de seguimiento del código MCUNED para su puesta a punto y optimización y la posterior aplicación de sus capacidades en el prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA.

Por otra parte, es relevante el empleo de nuevos procedimientos para la determinación de la concentración de deuterio en los materiales del acelerador y BD mediante el empleo del código TMAP7. La utilización de dicho código aporta la adecuada fiabilidad en la toma de decisiones relacionadas con la presencia de deuterio desde el punto de vista de la protección radiológica.

## **6 EVALUACIÓN PRELIMINAR DE LAS DOSIS EN EL ENTORNO DEL ACELERADOR IFMIF/EVEDA**

En el presente capítulo se realiza un análisis preliminar de radioprotección en el entorno de la línea del acelerador. No se tendrá en cuenta en este capítulo las radiaciones provenientes del BD, las cuales serán objeto del capítulo dedicado al diseño de los blindajes de dicho elemento de parada del haz.

Hay que indicar que los cálculos asociados a la línea del acelerador son preliminares, y se justifica su inclusión en la presente Tesis por el hecho de que, por una parte, sirvieron para conocer la problemática de esta instalación en su conjunto (acelerador y BD) así como las herramientas y los datos nucleares necesarios para la estimación de las fuentes de radiación y dosis asociadas, los cuales se aplicarán al diseño de los blindajes del BD, y por otra parte, sirvieron para tener una primera estimación de las implicaciones de radioprotección en el entorno del prototipo de acelerador, datos muy necesarios para el desarrollo del proyecto.

Estos cálculos fueron realizados con una metodología distinta a la finalmente desarrollada para el diseño del blindaje del BD, ya que en el momento de su elaboración no se disponía del código de transporte MCUNED, desarrollado ex profeso para solventar las carencias de los códigos de transporte existentes, y necesario para utilizar las librerías de datos nucleares TENDL, las cuales han sido seleccionadas para evaluar la fuente neutrónica resultante de la reacción d-Cu. La metodología empleada en los cálculos realizados en el presente capítulo es comentada a lo largo del mismo.

Los cálculos de radioprotección realizados en el entorno del acelerador debido a las fuentes de radiación que se producen en él están divididos en dos grupos principales. Por una parte, se han analizado las dosis en funcionamiento a fin de averiguar la compatibilidad del blindaje original de hormigón de partida de 1.5 metros de espesor con los requerimientos de dosis para personal profesionalmente expuesto y público en general. Por otra parte, se han analizado las dosis residuales tras la parada del acelerador a fin de evaluar la factibilidad del diseño y el funcionamiento del acelerador con el requerimiento de mantenimiento manual del mismo tras un tiempo de espera razonable tras la parada del acelerador.



## **6.1 Determinación de las fuentes de radiación existentes en el entorno del acelerador IFMIF/EVEDA**

A lo largo del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA, los deuterones que escapan del haz interactúan con los materiales del acelerador, generando una fuente de neutrones y fotones secundaria, las cuales son responsables de las dosis en funcionamiento en el entorno del acelerador. Además, tanto los deuterones perdidos del haz como los neutrones secundarios generados interactúan con los materiales del acelerador, provocando la activación de los mismos.

### **6.1.1 Metodología preliminar e hipótesis para el cálculo**

Un factor determinante en el cálculo de la fuente neutrónica es la distribución de las pérdidas del haz de deuterones a lo largo del acelerador [Sanz, 2007]. Para el cálculo de la fuente neutrónica se han tenido en cuenta los siguientes elementos del acelerador: i) RFQ, ii) MS y iii) DTL.

Respecto del RFQ se han empleado tres distintas estimaciones de pérdidas, lo cual permitirá evaluar el efecto del uso de las mismas en las dosis finalmente obtenidas.

Para cada una de las tres estimaciones de pérdidas de deuterones, se ha empleado el código MCNPX para evaluar el frenado de las mismas en los materiales, determinando así el flujo de deuterones. La fuente neutrónica generada por la interacción de las pérdidas de deuterones con el cobre de las cavidades del acelerador se ha evaluado finalmente mediante el empleo de las secciones eficaces de la librería EAF2007.

En cuanto a la evaluación de la fuente neutrónica proveniente de la reacción de los deuterones perdidos del haz con el deuterio previamente acumulado, tradicionalmente se ha venido empleando la densidad de saturación del deuterio en cobre a temperatura ambiente ( $1.7 \cdot 10^{22}$  at/cm<sup>3</sup>), es decir, no se tenía en cuenta la evolución del deuterio en el material a lo largo del tiempo y con dependencia de la temperatura. La contribución en este sentido presentada en esta Tesis implica el desarrollo de un sistema computacional que es capaz de evaluar el comportamiento del deuterio en el material, para así obtener un perfil de la densidad del deuterio en el material mucho más realista, y por consiguiente obtener una fuente neutrónica debida a la interacción deuterón-deuterio fiable. Este sistema computacional consiste en el acoplamiento de los códigos SRIM [Ziegler, 2006] y TMAP7. El código SRIM calcula parámetros derivados de la interacción de los iones con la

materia, tales como el alcance medio en cualquier material. El código TMAP7, originalmente desarrollado como una herramienta para evaluar sistemas que trabaja con tritio, es empleado en nuestro caso para determinar la difusión del deuterio en las cavidades de cobre, mediante la selección de los parámetros adecuados. La sección siguiente muestra la metodología empleada en el cálculo de la concentración de deuterio en las cavidades de cobre del acelerador y de la fuente neutrónica procedente de la reacción d-D. Una vez se ha determinado la concentración de deuterio con TMAP7 y el flujo de deuterones en la zona de implantación, la fuente neutrónica debida a la interacción deuterón-deuterio se obtiene empleando el código DROSG-2000/NEUYIE [Drosg, 2000].

Las diferentes estimaciones de las pérdidas a lo largo del RFQ empleadas en los cálculos son: i) aproximación conservadora realizada por IAP/Frankfurt (2006) [Simakov, 2007], ii) "Assessment of Beam Losses along the Accelerator Line for Dose Calculations" Task TW5-TTMI-001, Deliverable 3, publicada en Julio de 2007 [Sauer, 2007] y iii) evaluación realizada por Michele Comunian (pérdidas de emitancia rms = 0.3 mm mrad de perfil gaussiano de 4 sigma) [Comunian, 2008], las cuales se citarán en adelante como estimaciones A, B y C.

En relación a la MS, se empleará la evaluación realizada por el CEA en 2003 [CEA, 2003], y para el DTL se empleará un valor de 1.25 nA/m, valor basado en instalaciones similares.

Hay que indicar que, para la MS, sólo se van a considerar las pérdidas de deuterones no acelerados, es decir, los que interaccionan en dicho elemento con la energía de salida del inyector, en torno a 100 keV, y no la parte del haz de deuterones perdida en la MS con una energía de 5 MeV. De cara a las dosis que generaría la MS por la interacción de las pérdidas de deuterones de 5 MeV no tenidas en cuenta en el presente capítulo, y tanto para la fase de funcionamiento como para la de parada, se estima que la colocación de un blindaje local en el entorno de la zona en que está situado este elemento puede solucionar el impacto radiológico que pudiera causar este elemento.

Como se muestra en la tabla 15, el acelerador ha sido dividido, por razones computacionales, en varias secciones.

**Tabla 15 Secciones consideradas en el acelerador por razones computacionales**

<b>Sección</b>	<b>Longitud acumulada (m)</b>	<b>Energía (MeV)</b>	<b>Elemento</b>
<b>1</b>	1.3	0.10	RFQ
<b>2</b>	2.5	0.15	RFQ
<b>3</b>	3.8	0.20	RFQ
<b>4</b>	5.0	0.40	RFQ
<b>5</b>	6.3	1.00	RFQ
<b>6</b>	7.5	1.70	RFQ
<b>7</b>	8.8	2.30	RFQ
<b>8</b>	10.0	3.00	RFQ
<b>9</b>	11.3	4.00	RFQ
<b>10</b>	12.5	5.00	RFQ
<b>11</b>	13.5	0.10	MS
<b>12</b>	15.8	7.00	DTL
<b>13</b>	18.3	9.00	DTL

La energía de los deuterones perdidos considerada en cada tramo es la correspondiente al final de cada sección. Para las secciones correspondientes a la MS y al DTL (secciones 11, 12 y 13) se supondrá, basado en la geometría real del acelerador, una incidencia perpendicular de los deuterones con los materiales, mientras que para el RFQ se considerará una incidencia de 85 ° respecto a la normal del material. Para todos los elementos del acelerador se considerará el cobre como elemento interceptivo.

El valor total de la corriente de pérdidas para la opción A es de 11.5 mA, mientras que para las opciones B y C es de 8.3 y 8.8 mA respectivamente. Aunque las opciones B y C muestran un valor total muy similar, su distribución a lo largo del RFQ es muy diferente. La mayor parte de las pérdidas se producen en el RFQ, cualquiera que sea la opción elegida.

La figura 40 muestra que las diferencias entre las 3 opciones de pérdidas de deuterones se producen fundamentalmente en la sección inicial, la cual corresponde a la energía más baja.

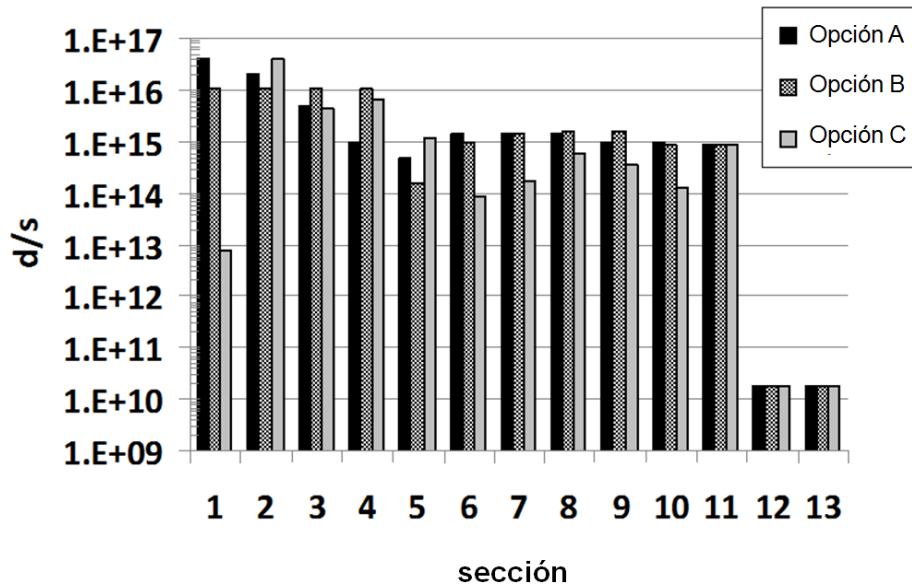


Figura 40 Pérdidas de deuterones a lo largo del acelerador. Comparación de las tres estimaciones empleadas en los cálculos

En la sección número 1, las pérdidas de la opción C son 3 órdenes de magnitud más bajas que los valores de las opciones A y B. En relación al resto de las secciones, las diferencias entre el valor más bajo y más alto son, como mucho, de un orden de magnitud.

Respecto de la geometría empleada para la evaluación de los flujos neutrónicos, se ha supuesto un modelo de capas cilíndricas concéntricas basado en la geometría real del acelerador [Bologna, 2006]. Las composiciones y espesores empleados se muestran en las figuras 41 y 42.

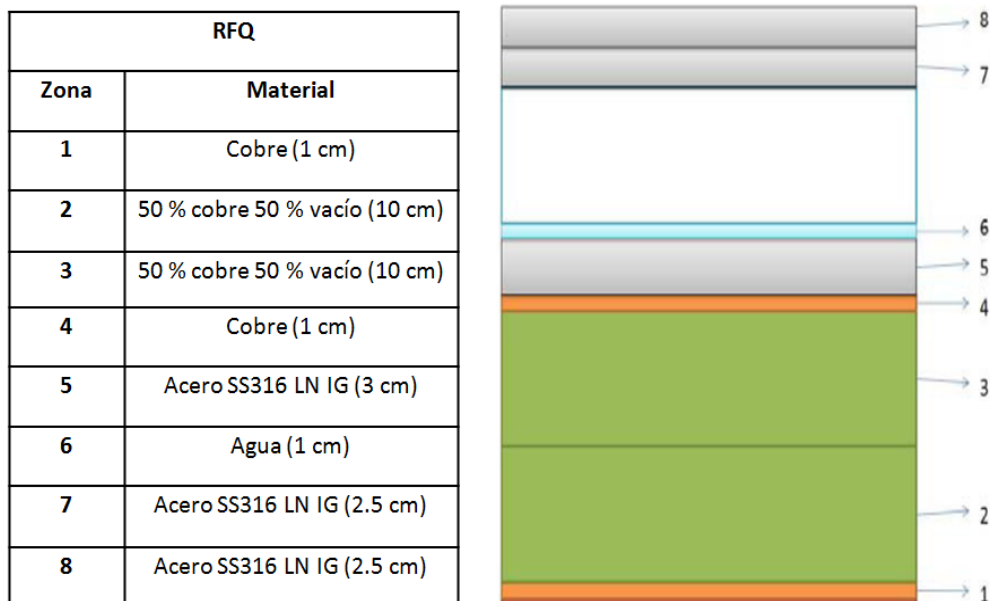


Figura 41 Modelo geométrico del RFQ empleado en las simulaciones

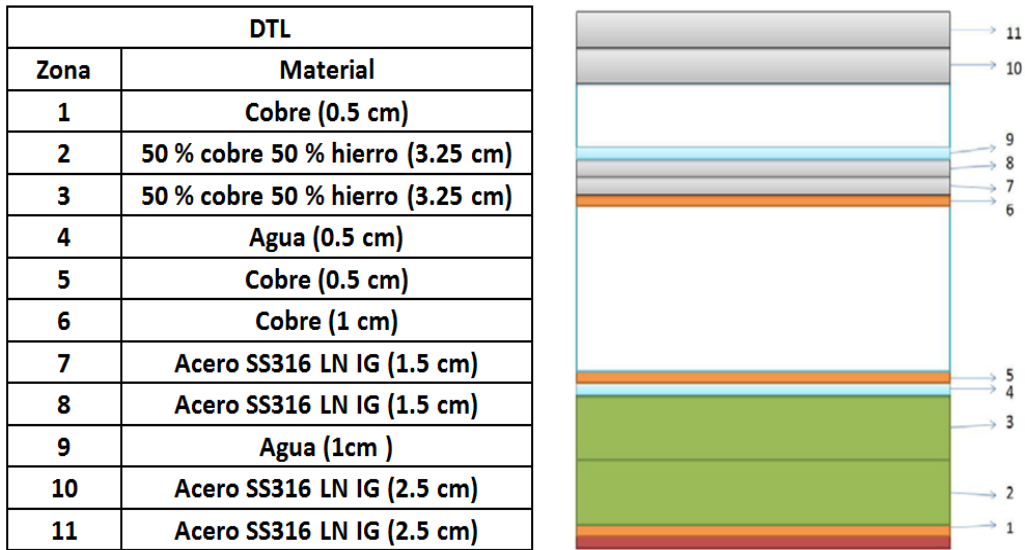


Figura 42 Modelo geométrico del DTL empleado en las simulaciones

Utilizando el flujo neutrónico calculado en las diferentes zonas, se obtiene, mediante el código ACAB y la librería de activación EAF2007, el inventario isotópico y la correspondiente fuente de fotones residuales. Después se procede al transporte de dicha fuente residual con MCNPX y la librería mcplib04 y se calculan las dosis residuales empleando los factores de conversión de dosis de la ICRP74 para la estimación del equivalente de dosis ambiental.

## 6.1.2 Determinación de la evolución del deuterio implantado en el acelerador IFMIF/EVEDA

El código TMAP fue desarrollado por el “Idaho National Engineering and Environmental Laboratory” en los años 80 para el análisis de seguridad de sistemas en los que se trabajara con tritio. Asimismo, el código es capaz de tratar con otro tipo de gases como el deuterio. Es un código de una dimensión para el transporte de masa y calor. TMAP7 en su más reciente actualización incluye capacidades de cálculo para 10 especies de difusión y considera decaimiento radiactivo.

### 6.1.2.1 El proceso de implantación de deuterio en el acelerador. Parámetros considerados

La corriente de deuterones no acelerada totalmente, esto es, las pérdidas, colisionan con las cavidades del acelerador implantándose o reflejándose en la estructura de cobre de acuerdo con sus características de energía y ángulo de interacción. Una vez que los átomos de deuterio transfieren su

energía a los electrones de la estructura de cobre y se detienen en la misma, el deuterio empieza a emigrar debido al gradiente de concentración. La producción neutrónica debido a la reacción d-D resulta de un proceso dinámico entre los iones que se están implantando y los que están emigrando. A lo largo del espesor de la pared, se producen tres fenómenos distintos: difusión hacia dentro, difusión hacia fuera y recombinación en la línea de vacío. Cada proceso tiene su propia cinética. De entre los procesos que se producen hacia atrás desde el punto en que se inicia la difusión (difusión hacia fuera y recombinación en la línea de vacío), gobierna la cinética del que se produce más lentamente. Por otra parte, la cinética de la recombinación depende linealmente de un parámetro empírico que describe el estado de rugosidad superficial y de oxidación. Este factor, denominado sticking factor, puede variar desde una superficie perfectamente pulida con un valor unidad, hasta un valor de  $10^{-5}$  para una superficie muy oxidada. El proceso de difusión hacia delante transcurre en paralelo con el proceso de difusión hacia detrás: el más rápido de los dos es el que establece la cinética efectiva global. Los tres procesos y por tanto la cinética del proceso de implantación y difusión pueden ser modelados con el código TMAP7. El esquema general de los procesos implicados en la difusión del deuterio implantado se muestra en la figura 43, en la cual el cobre se encuentra a la derecha de la doble barra vertical, situándose el vacío en la parte izquierda de la misma.

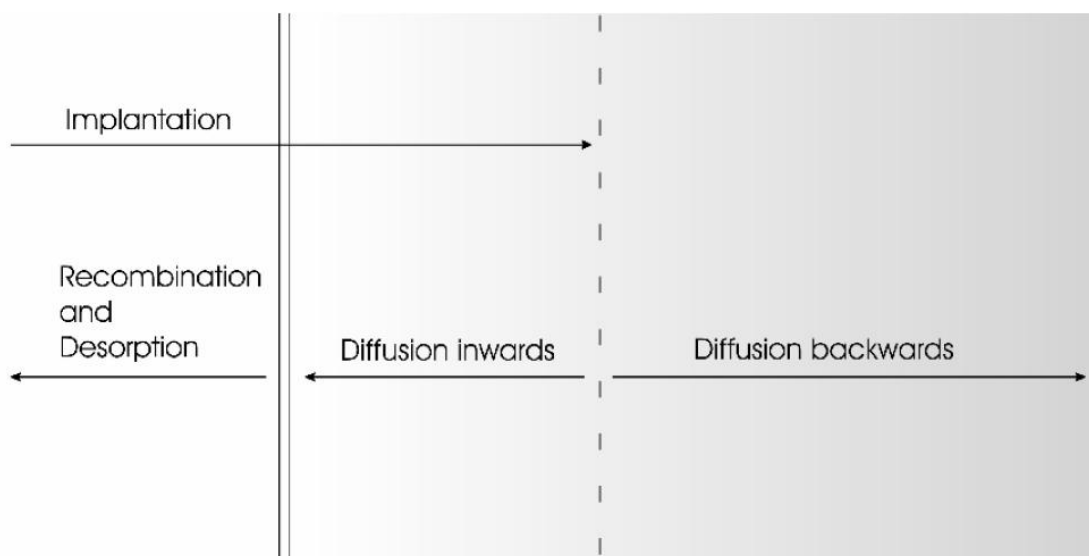


Figura 43 Procesos implicados en la difusión del deuterio implantado

La ecuación general de transporte que determina la concentración total de deuterio,  $c$ , el flujo neto  $J$  y la fuente total distribuida en el cobre,  $G$ , está dado por:

$$\frac{\partial c(x,t)}{\partial t} = -\frac{\partial J(x,t)}{\partial x} + G(x,t)$$

La única fuente es la debida a la implantación de iones:

$$G(x,t) = \Phi(1-R)P(x,t)$$

Donde R es el coeficiente de reflexión de los iones de implantación, P(x,t) es la distribución espacial de los iones implantados calculada con el código SRIM 2008 y  $\phi$  es el flujo incidente en la superficie.

Teniendo en cuenta el conjunto de fenómenos que se dan en el transporte del deuterio, el flujo neto viene dado por la conocida ecuación general:

$$J(x,t) = -D \frac{\partial c(x,t)}{\partial x}$$

El flujo en la superficie es el balance neto entre la disociación del gas (despreciable en la línea del acelerador) y la recombinación atómica en la superficie. En nuestro caso, la condición de contorno en la superficie es:

$$J_i(x=0) = K_r \cdot c_s^2$$

Siguiendo la analogía para procesos endotérmicos, la tasa de recombinación viene dada por:

$$(K_r)_{ij} = \frac{4C_0\sigma}{N\sqrt{(m_i + m_j)TK_{s0}^2}} \exp\{(E_s - E_d) / kT\}$$

en la cual  $C_0$  es una constante de valor

$$2.635 \cdot 10^{24} \text{ molec} \cdot \sqrt{\text{uma}} \cdot \sqrt{\text{K}} \cdot \text{Pa}^{-1} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{m}^{-2}$$

$K_{s0}$  es el factor de solubilidad pre-exponencial,  $E_s$  y  $E_d$  son las energías de solución y difusión, y  $\sigma$  es el coeficiente característico del estado de la superficie del material.

Los parámetros que definen nuestro modelo son D y  $K_r$ , es decir, los coeficientes de difusión y recombinación. Estos dos factores dependen de los tiempos característicos de difusión y recombinación de los procesos:  $t_D = x^2 / D$  y  $t_R = x / K_r C$  respectivamente. En nuestro caso, el

tiempo característico de recombinación es 3 órdenes de magnitud mayor al tiempo de difusión para el RFQ y la MS, con lo cual se puede decir que el fenómeno de recombinación es el que determina la cinética del problema.

En cuanto al coeficiente de estado superficial del material, tomaremos para nuestro problema un valor igual a la unidad suponiendo con ello que el flujo de deuterones pulirá la superficie de incidencia. Esta suposición se basa en fenómenos de interacción plasma – pared con iones de H en os que se ha observado este comportamiento.

### **6.1.2.2 Perfiles de concentración de deuterio en cobre obtenidos**

En el anexo 2 se presentan los perfiles de concentración de deuterio en la estructura de cobre de las cavidades del acelerador para una irradiación continua de 12 meses [Sanz, 2007]. Para cada gráfica, puede observarse los resultados al final del cuarto, octavo y duodécimo mes de irradiación. El eje horizontal muestra la profundidad del material en metros y el eje vertical la concentración del deuterio en  $\text{at}/\text{m}^3$ .

Como puede observarse en dicho anexo 2, los perfiles de concentración presentan una forma muy similar. Muestran un valor constante de la concentración de deuterio en cobre para profundidades inferiores a aproximadamente 2 mm, con una caída brusca para valores de espesor superiores. El valor constante de la concentración de deuterio en cobre depende de las propiedades del flujo de deuterones incidente en cada sección.

En cuanto a la evolución temporal de la concentración de deuterio en la superficie del cobre y con la excepción de las secciones 12 y 13 correspondientes al DTL, la concentración de deuterio permanece casi constante desde unos pocos días hasta el año de irradiación para todas las secciones del RFQ y la MS. En el caso del DTL, se alcanza para ambas secciones 12 y 13 la mitad de la concentración correspondiente al final del mes 12 al tercer mes de irradiación, creciendo hasta al final del periodo de irradiación de manera casi lineal. Esta información se muestra en las figuras del anexo 3 [Sanz, 2007].



### **6.1.2.3 Concentraciones de deuterio en cobre asumidas para los cálculos del flujo neutrónico debido a la interacción deuterón-deuterio**

Debido a la evolución de la concentración de deuterio en la estructura de las cavidades de cobre del acelerador, debemos asumir unos valores de concentración para cada instante de cálculo. Los valores asumidos se justifican de la siguiente manera:

- Para las primeras 11 secciones (RFQ y MS) debido a la pequeña variación de la concentración de deuterio desde la primera semana hasta el final del mes 12, se tomara como valor de la concentración de deuterio el correspondiente al final del año de irradiación.
- Para las secciones 12 y 13 (DTL) existe una variación de la concentración a lo largo de los 12 meses de irradiación, con lo cual haremos la siguiente división, tanto para la sección 12 como para la 13:
  1. En los primeros 4 meses consideraremos una concentración constante igual a la existente al final del mes 4.
  2. Para los meses 5, 6, 7 y 8 el valor tomado de la concentración será el del final del mes 8.
  3. En los últimos 4 meses, el valor considerado será el del final del mes 12.

### **6.1.2.4 Resultados de la fuente neutrónica producida por la reacción d-D**

Se han considerado aquí dos aproximaciones: i) una basada en la fórmula de la tasa de reacción  $N_d \sigma l$  donde  $l$  es el rango de los deuterones en cobre,  $N_d$  es la densidad del deuterio implantado en el cobre y  $\sigma$  es la sección eficaz de la reacción d-D para producción de neutrones evaluada a la energía de incidencia del deuterón y ii) la más realista, basada en el uso del código SRIM para la determinación del flujo de deuterones en el material, el código TMAP7 para la evaluación de los perfiles de concentración de deuterio en cobre y las secciones eficaces de la reacción d-D proporcionados por el código DROSG-2000/NEUYIE.

Las figuras 44 y 45 muestran los resultados obtenidos usando ambas aproximaciones así como una comparativa entre ambas [Sanz, 2007].

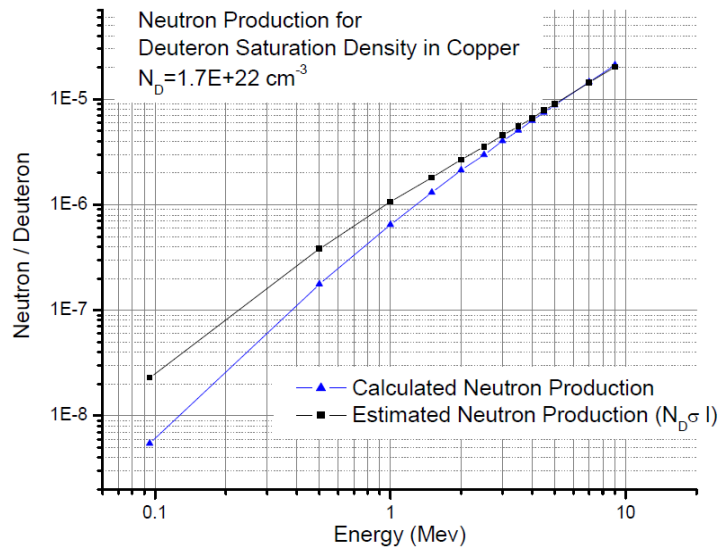


Figura 44 Evaluación de la fuente neutrónica (n/d)

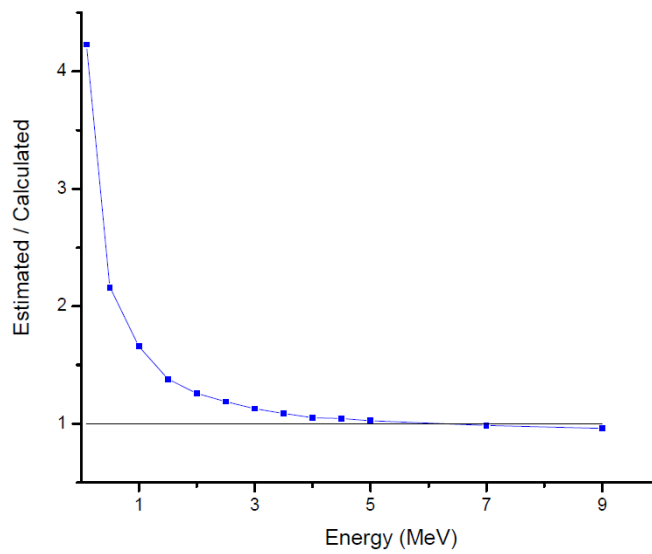


Figura 45 Comparativa del valor n/d para dos evaluaciones del dato

Como puede observarse, la fórmula basada en la tasa de reacción proporciona una buena aproximación para los valores de la energía más altos.

En la tabla 16 se muestran los valores estimados (fórmula) y calculados (códigos) de la producción neutrónica para las energías consideradas en nuestro problema.

Tabla 16 Producción neutrónica (n/d) para las distintas secciones del acelerador

Energía (MeV)	Penetración del deuteron l (micrómetros)	Sección eficaz d-D (*10 <sup>-3</sup> barn)	Producción neutrónica a la densidad de saturación (*10 <sup>-6</sup> )	
			Valor estimado N <sub>d</sub> σl	V. calculado (código)
0.095	0.89	15.2	0.0238	0.00544
0.5	3.1	72.5	0.383	0.177
1	6.3	99.8	1.07	0.644
1.5	10	106	1.80	1.31
2	15	105	2.69	2.13
2.5	20	104	3.54	2.98
3	26	103	4.56	4.03
3.5	32	101	5.49	5.05
4	39	99.6	6.60	6.27
4.5	47	98	7.84	7.50
5	55	96.5	9.03	8.79
7	93	90.7	14.3	14.6
9	140	85.2	20.2	21.1

En cuanto a la distribución angular de la fuente neutrónica, la figura 46 muestra la sección eficaz normalizada de la reacción d-D para diferentes energías del deuteron incidente, siendo:

$$\hat{\sigma}(\Omega) = \frac{\sigma(\Omega)}{\int_{4\pi} \sigma(\Omega) d\Omega}$$

La figura 46 muestra una marcada tendencia a la anisotropía en la dirección del neutrón emitido según aumenta la energía del deuteron incidente.

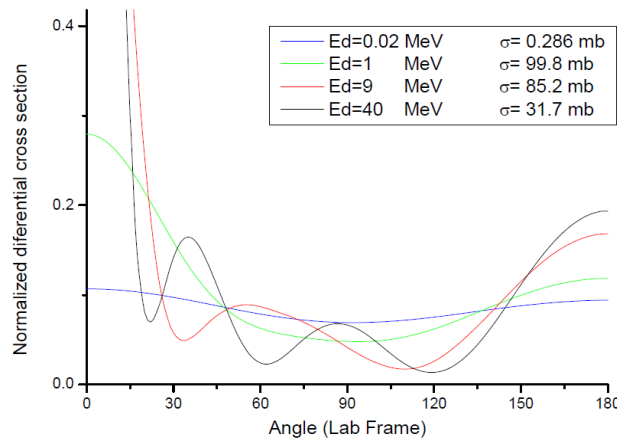


Figura 46 Sección eficaz normalizada de la reacción d-D

La figura 47 muestra la distribución angular de los neutrones emitidos para energías de entre 1 y 9 MeV. Como puede apreciarse, el efecto de la anisotropía es relevante.

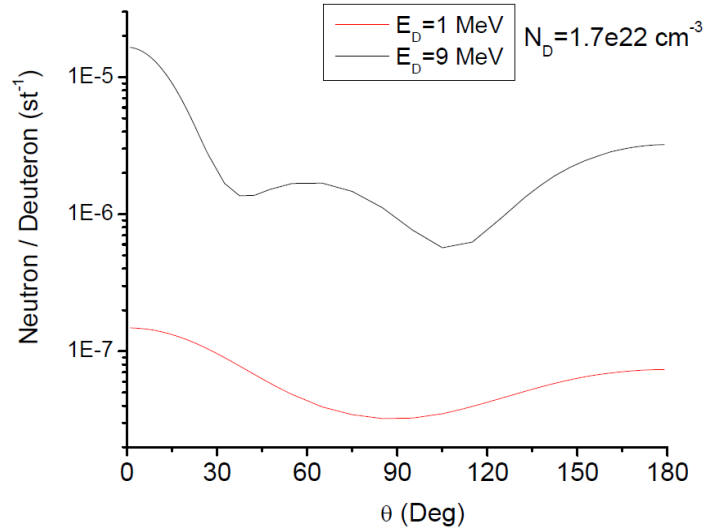


Figura 47 Distribución angular de la producción neutrónica de la reacción d-D

Al existir una relación entre el ángulo de salida del neutrón emitido y su energía cinética, la energía de los neutrones producidos tendrá un espectro dado para una energía del deuterón incidente. Las figuras 48 y 49 muestran dicha distribución para energías del deuterón incidente de 1 y 9 MeV.

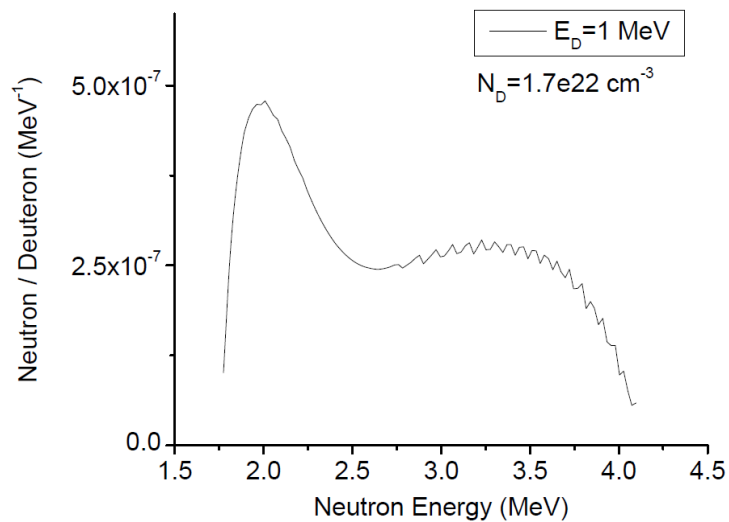


Figura 48 Espectro energético de la producción neutrónica de la reacción d-D para 1 MeV

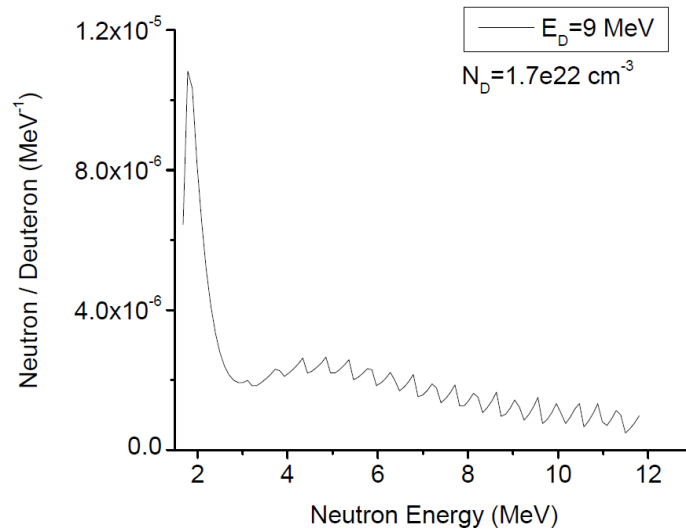


Figura 49 Espectro energético de la producción neutrónica de la reacción d-D para 9 MeV

De las figuras 48 y 49 se desprende que según aumenta la energía del deuterón incidente, aparece un pico en el espectro neutrónico en torno a los 2 MeV. A 1 MeV, dicho pico representa el 45 % de todos los neutrones producidos. Según la energía del deuterón se incrementa, el pico se hace más agudo, y la intensidad relativa respecto del espectro disminuye. A 9 MeV el pico representa el 34 % de los neutrones producidos.

### 6.1.3 Evaluación de la fuente neutrónica en el acelerador IFMIF/EVEDA

En esta sección se muestran los resultados de la producción neutrónica en el acelerador debida a la interacción de los deuterones con los materiales del acelerador (Cu) y con el deuterio implantado. Las secciones eficaces utilizadas para la evaluación de la reacción d-D han sido tomadas del código DROSG/NEUYIE, y para la reacción d-Cu de la librería EAF2007. La distribución de pérdidas de deuterones en el RFQ empleada es la correspondiente a la opción A.

La producción neutrónica debida a la reacción d-D se ha calculado, considerando dos valores del deuterio implantado. El primero de ellos es el correspondiente a la densidad de saturación del deuterio en cobre a la temperatura ambiente, que se asume del 20 % de la densidad del cobre ( $1.7 \cdot 10^{22}$  at/cm<sup>3</sup>). El segundo valor es el obtenido con el uso del código TMAP7. La concentración de deuterio implantado empleada para la determinación de la fuente neutrónica vía reacción d-D es la correspondiente tras un año de irradiación continua.

La tabla 17 muestra las propiedades de los deuterones consideradas en los cálculos para cada sección del acelerador [Sanz, 2007].

**Tabla 17** Valores de la concentración de deuterio en cada sección del acelerador obtenidos con TMAP7

<b>Sección</b>	<b>Longitud acumulada (m)</b>	<b>Energía del deuterón (MeV)</b>	<b>Ángulo incidencia respecto superficie (deg)</b>	<b>Pérdidas (d/s)</b>	<b>Concentración TMAP7 (d/cm<sup>3</sup>)</b>
<b>1</b>	1.25	0.1	5	$3.90 \cdot 10^{16}$	$2.33 \cdot 10^{19}$
<b>2</b>	2.5	0.15	5	$1.95 \cdot 10^{16}$	$1.58 \cdot 10^{19}$
<b>3</b>	3.75	0.2	5	$4.88 \cdot 10^{15}$	$7.55 \cdot 10^{18}$
<b>4</b>	5	0.4	5	$9.76 \cdot 10^{14}$	$2.98 \cdot 10^{18}$
<b>5</b>	6.25	1	5	$4.88 \cdot 10^{14}$	$1.57 \cdot 10^{18}$
<b>6</b>	7.5	1.7	5	$1.46 \cdot 10^{15}$	$2.17 \cdot 10^{18}$
<b>7</b>	8.75	2.3	5	$1.46 \cdot 10^{15}$	$1.84 \cdot 10^{18}$
<b>8</b>	10	3	5	$1.46 \cdot 10^{15}$	$1.51 \cdot 10^{18}$
<b>9</b>	11.25	4	5	$9.76 \cdot 10^{14}$	$8.85 \cdot 10^{17}$
<b>10</b>	12.5	5	5	$9.76 \cdot 10^{14}$	$6.24 \cdot 10^{17}$
<b>11</b>	13.5	0.095	90	$1.37 \cdot 10^{15}$	$3.85 \cdot 10^{19}$
<b>12</b>	15.8	7	90	$1.81 \cdot 10^{10}$	$1.82 \cdot 10^{15}$
<b>13</b>	18.3	9	90	$1.81 \cdot 10^{10}$	$1.78 \cdot 10^{15}$

Las concentraciones de deuterio implantado son muy diferentes si se comparan los valores obtenidos usando la densidad de saturación de deuterio en cobre a temperatura ambiente o el código TMAP7, y por lo tanto, la producción neutrónica también lo será. La figura 50 muestra la relación entre las concentraciones de deuterio obtenidas usando uno y otro método. La diferencia oscila entre 3 y 7 órdenes de magnitud en función de la sección del acelerador (energía de los deuterones) considerada.

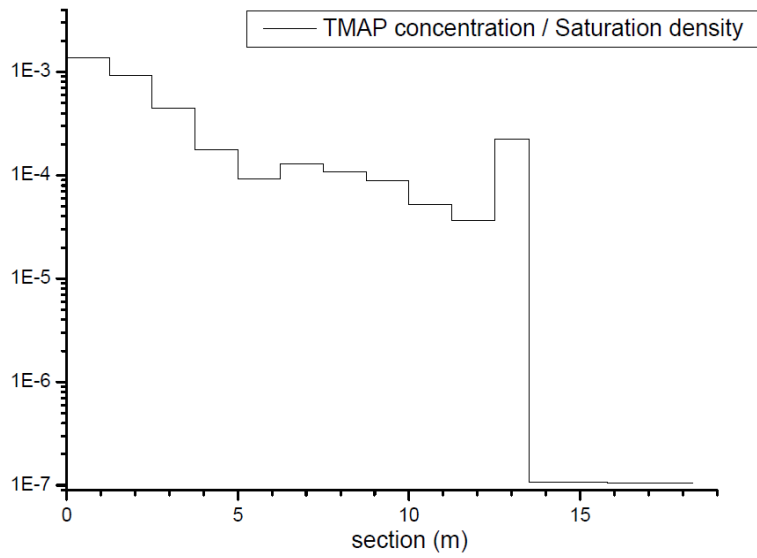


Figura 50 Relación entre las concentraciones de deuterio obtenidas según los dos métodos evaluados

En cuanto a la producción neutrónica por deuterón incidente, las figuras 51 y 52 muestran las diferencias para la reacción d-D según sea el método para obtener la concentración de deuterio empleado [Sanz, 2007].

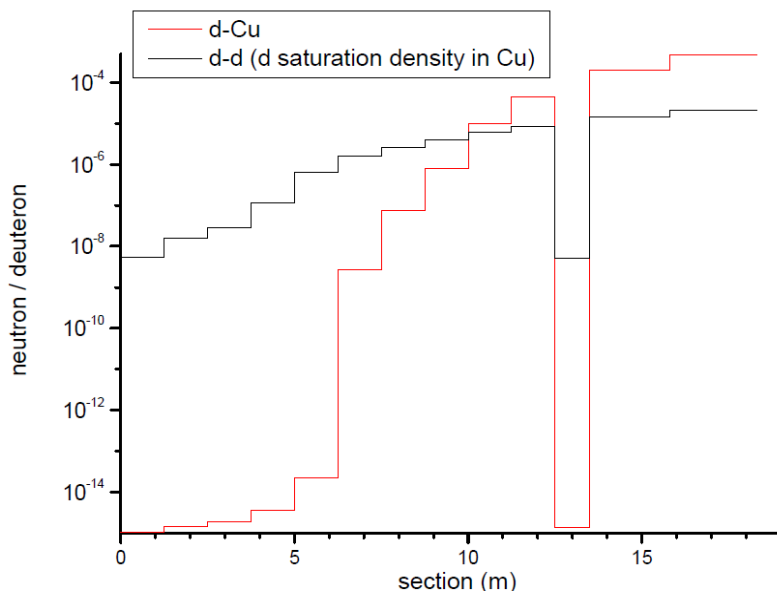


Figura 51 Fuente neutrónica (n/d). Comparación reacciones d-Cu y d-D en condiciones de saturación

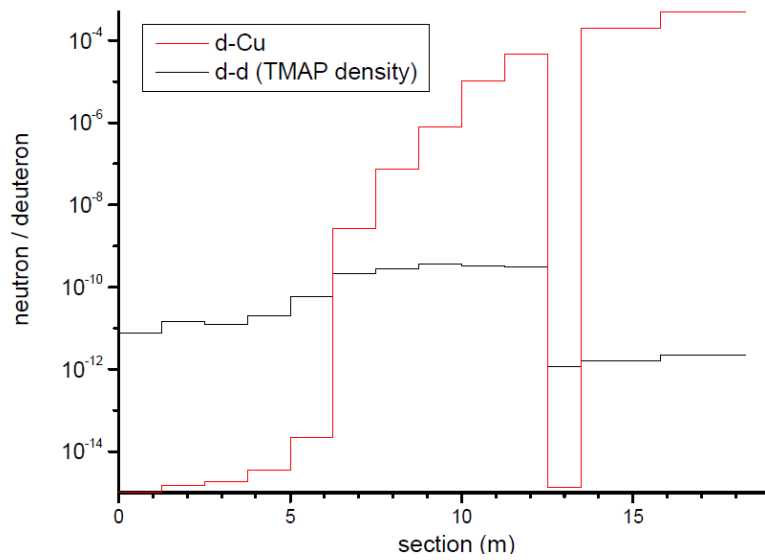


Figura 52 Fuente neutrónica (n/d). Comparación reacciones d-Cu y d-D según valores TMAP7

Asimismo, multiplicando los valores de las figuras 51 y 52 por las pérdidas de deuterones en cada una de las secciones obtenemos las figuras 53 y 54.

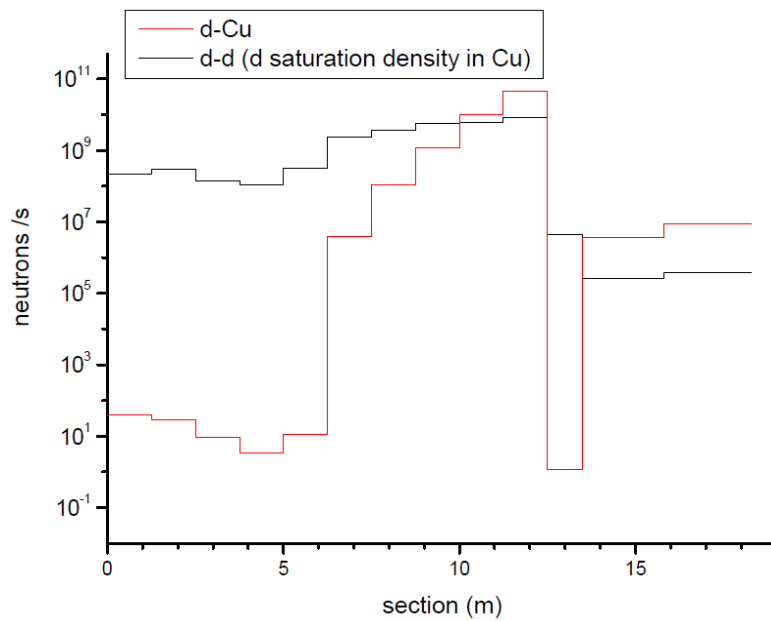


Figura 53 Fuente neutrónica (n/s). Comparación reacciones d-Cu y d-D en condiciones de saturación



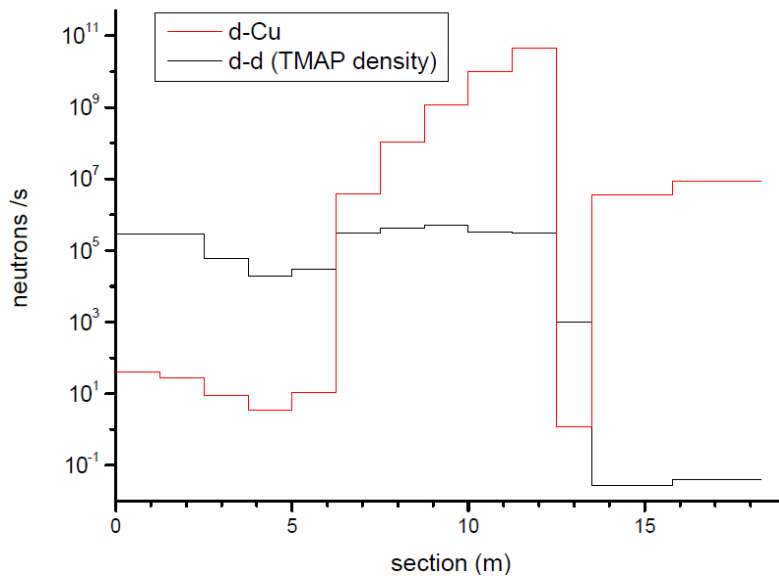


Figura 54 Fuente neutrónica (n/d). Comparación reacciones d-Cu y d-D según valores TMAP7

En la figura 54, cuyos valores serán los finalmente utilizados para la determinación del flujo neutrónico y las dosis resultante, se observa que la zona del acelerador con los valores más elevados de la fuente neutrónica es el final del RFQ, estando dicha fuente producida prácticamente en su totalidad por la reacción d-Cu.

En las primeras secciones del acelerador, la reacción d-D es la más importante en la producción neutrónica, si bien es de menor importancia que la reacción d-Cu considerado el acelerador globalmente.

El valor más alto de la relación n/d en el RFQ se obtiene al final del mismo, de valor  $2.79 \cdot 10^{-5}$  n/d, mientras que en el DTL se obtienen valores superiores.

Finalmente, dado que para la reacción d-D la fuente neutrónica para deuterones incidentes de energía entre 0.095 y 6 MeV no es calculada por el código MCNPX y las secciones eficaces en este rango energético no son despreciables, hay que adoptar una solución en orden a calcular el flujo neutrónico proveniente de dicha fuente. La solución adoptada es determinar la fuente neutrónica independientemente como ha sido explicado anteriormente y emplearla como input de MCNPX. De esta forma somos capaces de evaluar el flujo neutrónico de una forma más realista. La implementación de la fuente neutrónica de la reacción d-D en el MCNPX se realiza de la forma siguiente: i) para cada sección, la fuente neutrónica se sitúa en celdas cilíndricas, cuya longitud es la correspondiente a la sección, y cuyo espesor es el determinado por el recorrido libre medio de los

deuterones a la energía considerada en dicha sección, ii) para cada celda fuente, los neutrones son emitidos en 6 direcciones determinadas por 6 ángulos sólidos iguales (para una división del ángulo sólido total  $4\pi$  en un número mayor que 6, no se han observado diferencias significativas en el flujo neutrónico obtenido). Cada dirección de emisión contiene las propiedades de energía y probabilidad integradas correspondientes a los neutrones emitidos abarcados por el ángulo sólido. iii) cada ángulo sólido tiene un valor de  $2/3\pi$  sr, cubriendo de esta manera entre los 6 el ángulo sólido total de  $4\pi$  sr.

Cabe destacar que el valor máximo de la concentración de deuterio obtenida empleando la metodología anteriormente descrita ( $3.85 \cdot 10^{19}$  at/cm<sup>3</sup>) correspondiente a la sección del MS es 3 órdenes de magnitud inferior al valor tradicionalmente empleado de la densidad de saturación del deuterio en cobre a temperatura ambiente ( $1.7 \cdot 10^{22}$  at/cm<sup>3</sup>).

Una vez determinada la fuente neutrónica, tanto debida a la reacción d-Cu (interacción de los deuterones perdidos del haz con las cavidades del cobre) como a la d-D (interacción de los deuterones perdidos del haz con el deuterio previamente acumulado en el cobre) mediante el empleo de la opción de pérdidas “A”, se ha evaluado el valor de dicha fuente para las opciones de pérdidas B y C.

La figura 55 muestra los valores de las pérdidas para las tres opciones A, B y C consideradas.

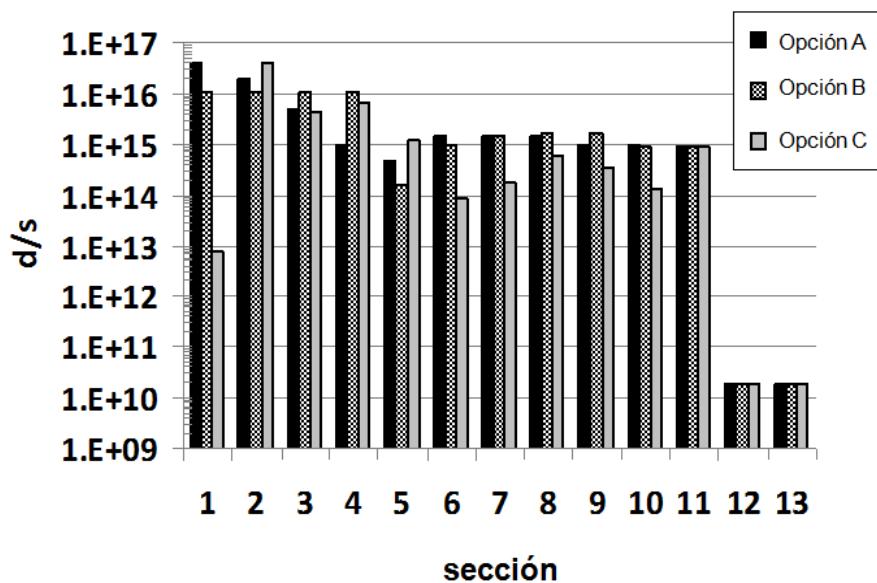


Figura 55 Valores de las pérdidas de deuterones para las 13 secciones del acelerador consideradas

Al multiplicar los valores de las pérdidas de cada opción por la producción neutrónica (n/d) se obtiene la figura 56.

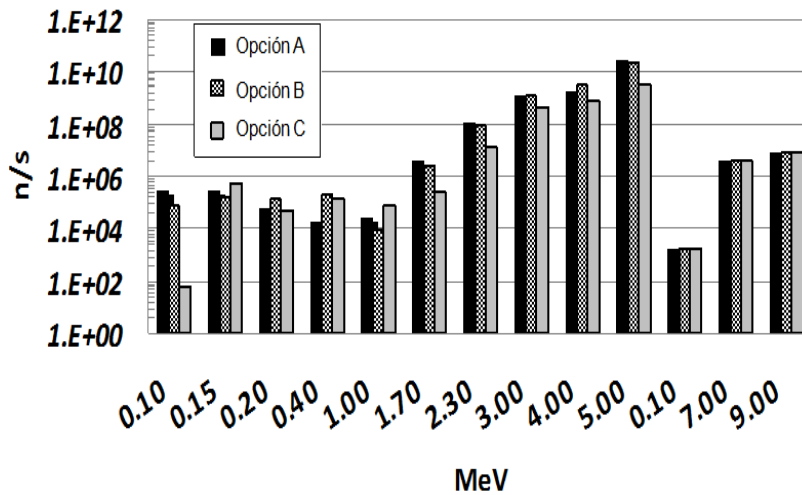


Figura 56 Fuente neutrónica a lo largo del acelerador. Comparación de valores en función de la estimación de pérdidas empleada para el cálculo

La figura 56 muestra que la sección del acelerador con el valor de fuente neutrónica más alta es la localizada al final del RFQ cualquiera que sea la estimación de pérdidas empleada (A, B o C). En esta zona, la diferencia máxima en la fuente neutrónica al emplear la opción de pérdidas de mayor o menor valor es aproximadamente de un orden de magnitud.

Una vez que la fuente neutrónica es implementada en el código MCNPX, se calculan los flujos neutrónicos en los materiales del acelerador.

Las tablas 18 y 19 muestran los valores medios de flujo neutrónico en las secciones 2 y 10 del RFQ (las que tienen valores más altos de flujo) de acuerdo a la posición de los detectores mostrada en la figura 41, habiéndose considerado la opción de pérdidas “A”.

**Tabla 18 Valores de flujo neutrónico en la sección 2 del RFQ**

<b>Detector (zona)</b>	<b>Flujo neutrónico (n/cm<sup>2</sup>s)</b>
1	9.7271 10 <sup>2</sup>
2	2.6098 10 <sup>2</sup>
3	1.2876 10 <sup>2</sup>
4	8.9827 10 <sup>1</sup>
5	7.0580 10 <sup>1</sup>
6	5.4139 10 <sup>1</sup>
7	3.4084 10 <sup>1</sup>
8	1.7530 10 <sup>1</sup>

**Tabla 19 Valores de flujo neutrónico en la sección 10 el RFQ**

<b>Detector (zona)</b>	<b>Flujo neutrónico (n/cm<sup>2</sup>s)</b>
1	1.4779 10 <sup>8</sup>
2	3.6892 10 <sup>7</sup>
3	1.7692 10 <sup>7</sup>
4	1.2294 10 <sup>7</sup>
5	9.6461 10 <sup>6</sup>
6	7.3848 10 <sup>6</sup>
7	4.6507 10 <sup>6</sup>
8	2.3675 10 <sup>6</sup>

Como puede apreciarse en las tablas 18 y 19, el flujo neutrónico en la sección 10 del RFQ es aproximadamente 5 órdenes de magnitud mayor que la de la sección 2. Esta diferencia es debida a la contribución del flujo neutrónico de la reacción d-Cu, la cual no está presente, por ser una reacción umbral, para la energía característica de la sección 2.

En la tabla 20 se muestran los valores medios del flujo neutrónico en el DTL.

Tabla 20 Valores del flujo neutrónico en la sección 13 del DTL

Detector (zona)	Flujo neutrónico (n/cm <sup>2</sup> s)
1	2.5216 10 <sup>3</sup>
2	1.2473 10 <sup>3</sup>
3	7.8363 10 <sup>2</sup>
4	6.4359 10 <sup>2</sup>
5	2.0632 10 <sup>2</sup>
6	1.9069 10 <sup>2</sup>
7	1.6608 10 <sup>2</sup>
8	1.4514 10 <sup>2</sup>
9	4.6193 10 <sup>3</sup>
10	1.0163 10 <sup>2</sup>
11	5.4002 10 <sup>1</sup>

Comparando los valores del flujo neutrónico del RFQ y del DTL, se observa que la sección con el valor de flujo más alto es la sección 10 del RFQ, con un nivel de flujo neutrónico de aproximadamente 5 órdenes de magnitud superior a las otras secciones de más alto flujo neutrónico (secciones 2 y 13).

## 6.2 Evaluación de la dosis en el entorno del acelerador en fase de funcionamiento

El objetivo de la presente sección es determinar la compatibilidad del diseño de blindaje original, consistente en 1.5 m de hormigón el cual es un dato de partida para la realización de la presente Tesis sin posibilidad de modificación, con los límites de dosis aplicables teniendo en cuenta las radiaciones generadas por el acelerador en la fase de funcionamiento. Se va a tener en cuenta únicamente la fuente neutrónica y no la de fotones secundarios generados en el acelerador por la interacción de los deuterones, ya que dichos fotones son fácilmente absorbidos por el muro de hormigón de 1.5 metros. La fuente de fotones generada a partir de la interacción de los neutrones con las paredes de hormigón será también tomada en cuenta.

La tabla 21 muestra la composición del hormigón empleado en las paredes de la sala del acelerador. La densidad del hormigón es de 2.3 g/cm<sup>3</sup>.

**Tabla 21 Composición del hormigón empleado en las paredes de la sala del acelerador IFMIF/EVEDA**

<b>Elemento</b>	<b>Cantidad (% en peso)</b>
<b>H</b>	0.555
<b>O</b>	49.784
<b>Na</b>	1.708
<b>Mg</b>	0.256
<b>Al</b>	4.691
<b>Si</b>	31.471
<b>S</b>	0.128
<b>K</b>	1.922
<b>Ca</b>	8.283
<b>Fe</b>	1.238

Durante la fase de funcionamiento debemos diferenciar entre la fase de funcionamiento nominal, esto es, el caso de 125 mA finalmente acelerados a 9 MeV con todos los componentes del acelerador instalados en la sala y la fase de puesta en marcha del acelerador, o fase de “commissioning” en la literatura anglosajona. En la fase de puesta en marcha, se sitúa un pequeño BD al final de cada etapa aceleradora, es decir, al final del RFQ y del DTL, para evaluar el correcto funcionamiento del haz y de los elementos de diagnóstico del mismo.

Se presentan a continuación los cálculos de dosis en fase de funcionamiento para estos dos regímenes.

### **6.2.1 Evaluación de la dosis en el entorno del acelerador en la fase de funcionamiento nominal**

Para evaluar el espesor de hormigón necesario para el blindaje de la sala, se ha simulado el transporte de la fuente neutrónica existente en la fase de funcionamiento del acelerador, partiéndose de un espesor de material sobredimensionado, evaluándose la evolución de la dosis a través del mismo. El espesor de blindaje necesario vendrá determinado por el valor de espesor que se corresponde con un valor de dosis igual al máximo permitido.

Las fuentes de radiación consideradas son las encontradas en el capítulo 4 como más restrictivas, esto es, la FC y la MS. La simulación de ambos elementos se ha realizado considerando un cilindro

grueso de cobre (espesor superior al del alcance de los deuterones a sus energías correspondientes) e incidencia puntual. Hay que indicar que en este caso sí se ha tenido en cuenta la incidencia de la parte proporcional del haz perdido en la MS (0.1 % de la intensidad nominal: 0.14 mA) a 5 MeV. La producción neutrónica está calculada empleando la librería de secciones eficaces EAF2007 y el código MCNPX.

La figura 57 muestra un corte transversal de los mapas de dosis en funcionamiento dentro de la sala del acelerador debidos al inyector y la MS (ver localización de ambos elementos en la figura 24). El espesor de hormigón mostrado para ambas paredes (interior del rectángulo negro) es de 150 cm y las fuentes –inyector o MS– se sitúan en el centro de la figura. La dosis relativa al inyector se debe únicamente a la radiación producida por la reacción d-D, mientras que la relativa a la MS es debida tanto a la reacción d-D como a la d-Cu.

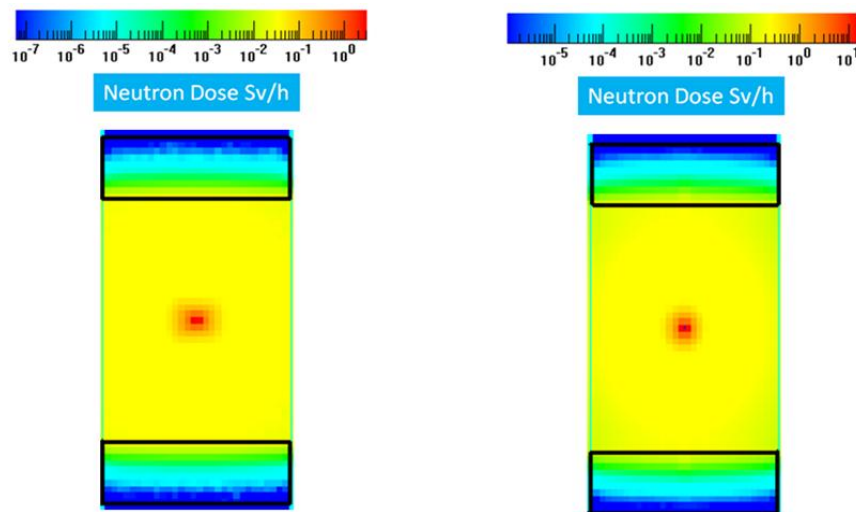


Figura 57 Dosis en funcionamiento debida al inyector (izquierda) y a la MS (derecha)

Se aprecia en la figura 57 (se muestran mapas con escalas distintas) que el valor de la dosis debida a la MS es superior en aproximadamente un orden de magnitud a la debida al inyector. La figura 58 muestra la evolución espacial de la dosis debida a ambas fuentes a lo largo de una sección perpendicular al hormigón y que contiene a dichas fuentes. El error relativo de los valores mostrados en la figura 57 es inferior al 10 % en todos los casos.

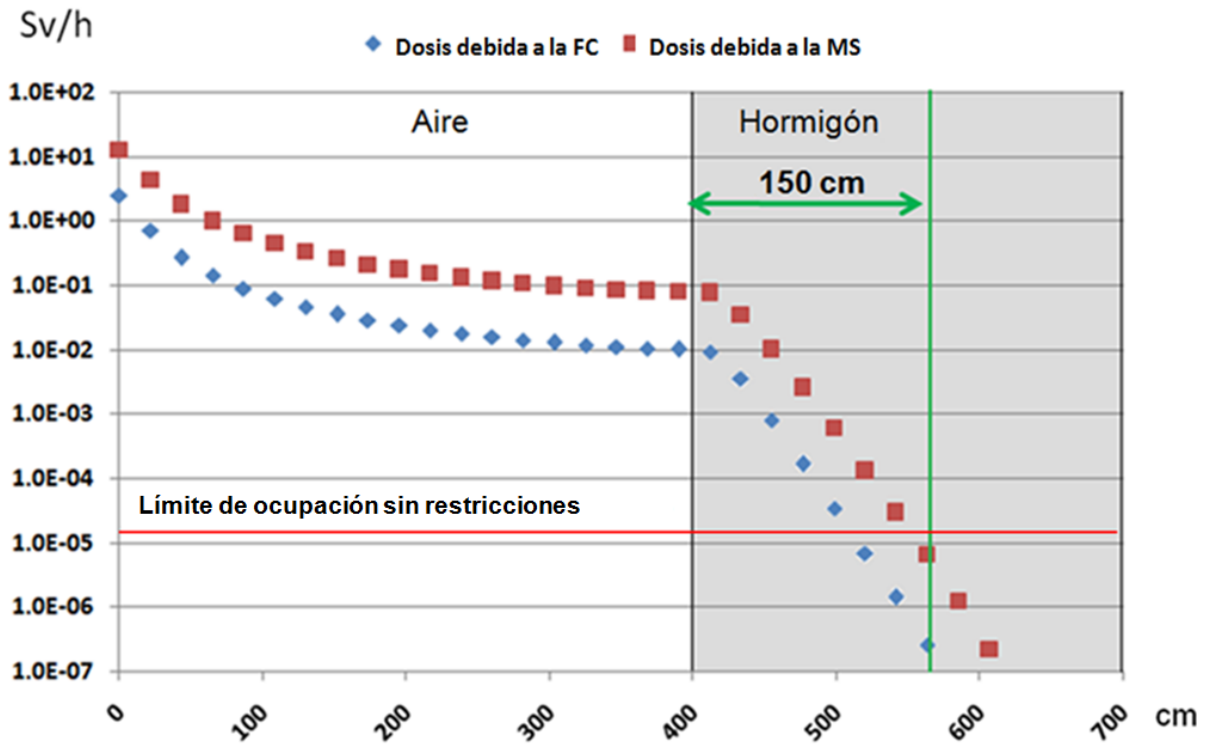


Figura 58 Dosis en funcionamiento debida al inyector y la MS. Corte transversal de la sala del acelerador

Como se observa en la figura 58, un espesor de hormigón de 150 cm es suficiente para blindar las fuentes del acelerador en la fase de funcionamiento nominal, de tal manera que la dosis en el exterior de la sala sea inferior al valor límite de diseño de 12.5  $\mu\text{Sv/h}$ .

## 6.2.2 Evaluación de la dosis en el entorno del acelerador en la fase de puesta en marcha

En la fase de puesta en marcha, se prueba el acelerador colocando un pequeño BD, o “Low Power Beam Dump” (LPBD) al final de cada etapa aceleradora, es decir, al final del RFQ y del DTL, para evaluar el correcto funcionamiento del haz y de los elementos de diagnóstico del mismo.

Las figuras 59 y 60 muestran la colocación de dicho LPBD al final de ambas etapas aceleradoras.



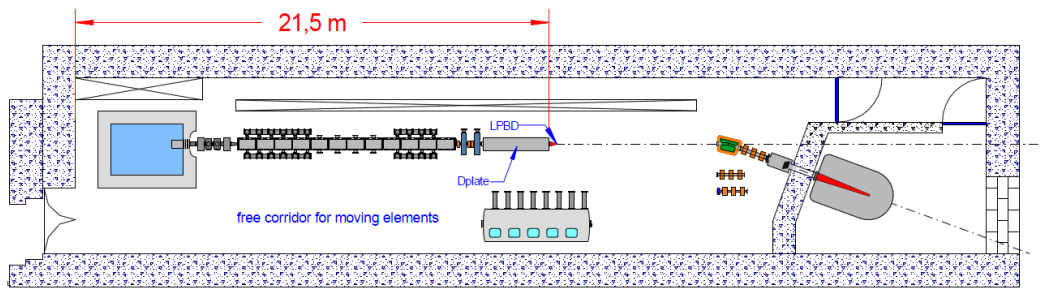


Figura 59 Posición del LPBD al final del RFQ en la fase de puesta en marcha

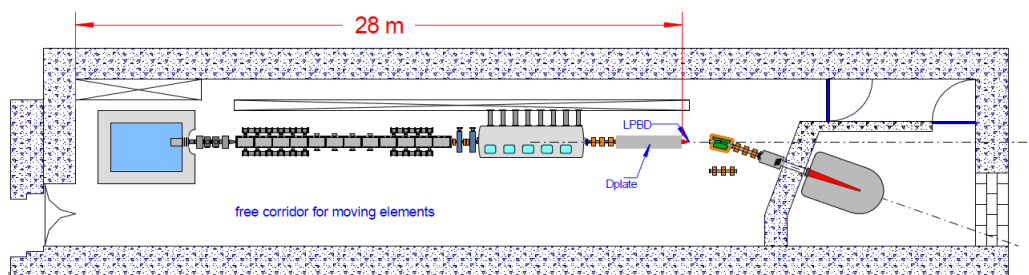


Figura 60 Posición del LPBD al final del DTL en la fase de puesta en marcha

Para la determinación de la dosis generada por la colocación del LPBD al final de las etapas de 5 y 9 MeV, se ha supuesto la colocación de un cilindro de cobre puro de 15 cm de diámetro y 4 cm de espesor.

Se han comparado los resultados obtenidos tanto para una corriente de 125 mA de deuterones como para 25 mA de  $H_2^+$ , opción esta última barajada para las pruebas de funcionamiento del acelerador a fin de evitar en lo posible una elevada activación de los materiales. El valor de corriente para los  $H_2^+$  (25 mA) viene determinado por la limitación que tiene la fuente de iones para producir una intensidad mayor para este tipo de ión.

Los cálculos de la presente sección 6.2.2. son los únicos dentro del capítulo 6 que se han realizado haciendo uso del código de transporte MCUNED y la librería TENDL.

La figura 61 muestra los resultados obtenidos en el exterior de la sala del acelerador (a lo largo de la línea roja) en la zona más expuesta a la radiación para el caso de la colocación del LPBD al final de la etapa del RFQ (energía máxima del haz de 5 MeV). El límite de dosis a aplicar a lo largo de la pared exterior (línea roja) es el fijado para trabajadores profesionalmente expuestos, de valor  $12.5 \mu\text{Sv/h}$ .

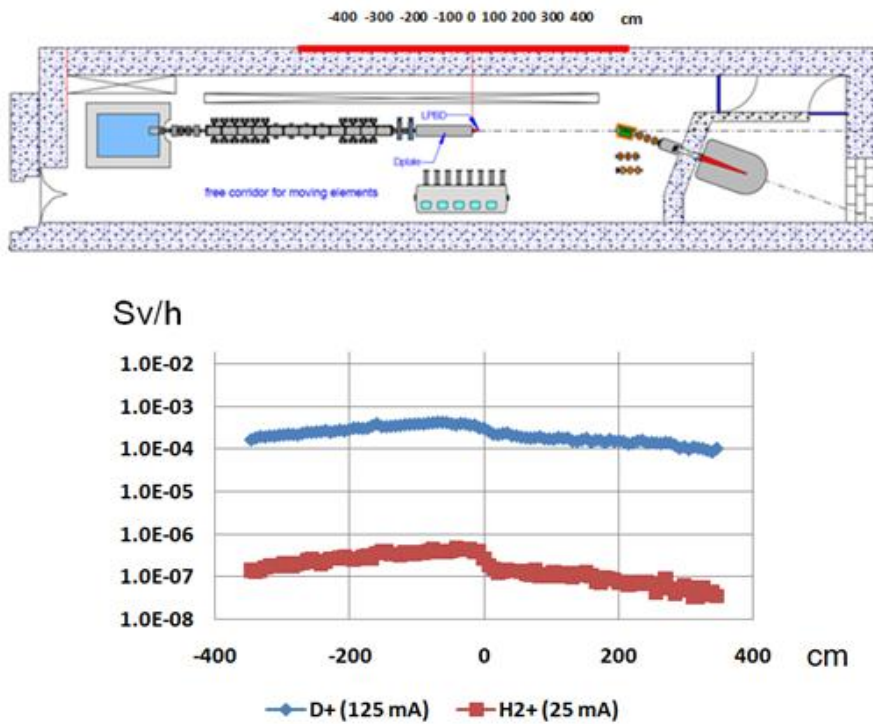


Figura 61 Dosis en la fase de puesta en marcha debida a la colocación del LPBD al final del RFQ

Análogamente, para la colocación del LPBD al final de la etapa del DTL (energía máxima de 9 MeV) la figura 62 muestra los resultados obtenidos.

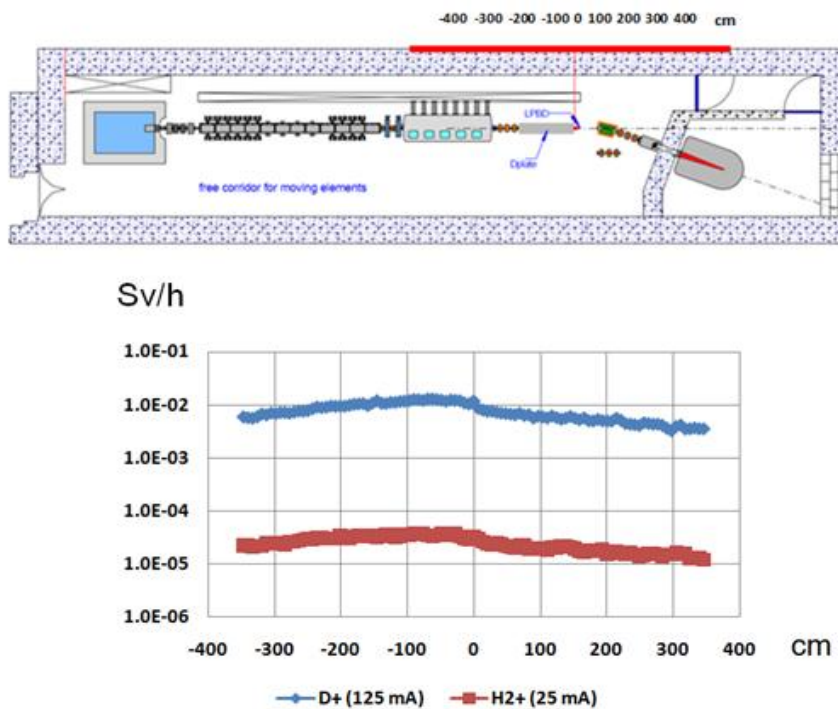


Figura 62 Dosis en la fase de puesta en marcha debida a la colocación del LPBD al final del DTL

Las tablas 22 y 23 muestran los valores máximos de dosis obtenidos en las paredes interna y externa de la sala del acelerador.

**Tabla 22 Dosis en funcionamiento: fase de puesta en marcha. Haz de deuterones (125 mA)**

<b>Haz de deuterones (125 mA)</b>		
<b>Dosis (Sv/h)</b>	<b>Valor máximo en la pared interna</b>	<b>Valor máximo en la pared externa</b>
<b>LPBD situado tras el RFQ (5 MeV)</b>	28.2	$4.4 \cdot 10^{-4}$
<b>LPBD situado tras el DTL (9 MeV)</b>	$1.1 \cdot 10^3$	$1.3 \cdot 10^{-2}$

**Tabla 23 Dosis en funcionamiento: fase de puesta en marcha. Haz de H2+ (25 mA)**

<b>Haz de H2+ (25 mA)</b>		
<b>Dosis (Sv/h)</b>	<b>Valor máximo en la pared interna</b>	<b>Valor máximo en la pared externa</b>
<b>LPBD situado tras el RFQ (5 MeV)</b>	$8.8 \cdot 10^{-3}$	$4.7 \cdot 10^{-7}$
<b>LPBD situado tras el DTL (9 MeV)</b>	10	$3.7 \cdot 10^{-5}$

Como se observa, y para el caso del LPBD situado al final del RFQ, sólo en el caso de emplear  $H_2^+$  con una corriente de 25 mA, el blindaje existente es consistente con una dosis inferior al límite para trabajadores profesionalmente expuestos.

Para el caso de la colocación del LPBD al final del DTL, ambos dos haces y corrientes son incompatibles con el requerimiento de dosis y el blindaje de partida, si bien en el caso de  $H_2^+$  con 25 mA las dosis al otro lado de la pared de hormigón son ligeramente superiores al límite aplicable, y podría ser reducida por debajo del límite con la colocación de blindajes locales no muy elaborados.

Las contribuciones a la dosis de fotones y neutrones generados por la interacción de los deuterones con el LPBD, en las paredes interna y externa, y para haz de deuterones y de  $H_2^+$  se muestran en las tablas 24 a 27.

**Tabla 24 Contribución de fotones y neutrones a la dosis en funcionamiento en la fase de puesta en marcha. Pared externa. Haz de deuterones**

<b>Haz de deuterones</b>		
<b>Contribución (%) en la pared externa</b>	<b>Neutrones</b>	<b>Fotones</b>
<b>LPBD situado al final del RFQ (5 MeV)</b>	49	51
<b>LPBD situado al final del DTL (9 MeV)</b>	58	42

**Tabla 25 Contribución de fotones y neutrones a la dosis en funcionamiento en la fase de puesta en marcha. Pared externa. Haz de H2+**

<b>Haz de H2+</b>		
<b>Contribución (%) en la pared externa</b>	<b>Neutrones</b>	<b>Fotones</b>
<b>LPBD situado al final del RFQ (5 MeV)</b>	2	98
<b>LPBD situado al final del DTL (9 MeV)</b>	21	79

**Tabla 26 Contribución de fotones y neutrones a la dosis en funcionamiento en la fase de puesta en marcha. Pared interna. Haz de deuterones**

<b>Haz de deuterones</b>		
<b>Contribución (%) en la pared interna</b>	<b>Neutrones</b>	<b>Fotones</b>
<b>LPBD situado al final del RFQ (5 MeV)</b>	95	5
<b>LPBD situado al final del DTL (9 MeV)</b>	98	2

**Tabla 27 Contribución de fotones y neutrones a la dosis en funcionamiento en la fase de puesta en marcha. Pared interna. Haz de H2+**

<b>Haz de H2+</b>		
<b>Contribución (%) en la pared interna</b>	<b>Neutrones</b>	<b>Fotones</b>
<b>LPBD situado al final del RFQ (5 MeV)</b>	74	26
<b>LPBD situado al final del DTL (9 MeV)</b>	97	3

Las tablas 24 a 27 muestran que la contribución a la dosis por fotones en el interior de la sala del acelerador es muy inferior a la debida a la fuente neutrónica. En la pared exterior, la contribución de los fotones aumenta, llegando a ser, en el caso del haz de H2+ la más importante. Esto es debido a la producción de fotones inducidos por neutrones en la pared de hormigón.

Las tablas 28 y 29 muestran los valores de dosis para una corriente de 1 mA, tanto para deuterones como para H<sub>2</sub><sup>+</sup>, las cuales pueden ser empleadas para determinar las corrientes máximas a emplear para la fase de puesta en marcha de tal manera que no sea necesario un blindaje adicional y se cumpla con los requerimientos de dosis en el exterior de la sala del acelerador debido a las radiaciones existentes en la fase de funcionamiento producidas en los elementos de la línea del acelerador.

**Tabla 28 Valores de dosis en funcionamiento en fase de puesta en marcha para corriente 1 mA. Haz de deuterones**

<b>Haz de deuterones (1 mA)</b>		
<b>Dosis (Sv/h)</b>	<b>Valor máximo en la pared interna</b>	<b>Valor máximo en la pared externa</b>
<b>LPBD situado tras el RFQ (5 MeV)</b>	0.2	3.5 10 <sup>-6</sup>
<b>LPBD situado tras el DTL (9 MeV)</b>	8.4	1.1 10 <sup>-4</sup>

Tabla 29 Valores de dosis en funcionamiento en fase de puesta en marcha para corriente 1 mA. Haz de H2+.

<b>Haz de H2+ (1 mA)</b>		
<b>Dosis (Sv/h)</b>	<b>Valor máximo en la pared interna</b>	<b>Valor máximo en la pared externa</b>
<b>LPBD situado tras el RFQ (5 MeV)</b>	$3.5 \cdot 10^{-4}$	$1.9 \cdot 10^{-8}$
<b>LPBD situado tras el DTL (9 MeV)</b>	0.4	$1.5 \cdot 10^{-6}$

Como se observa, una corriente de 1 mA permite en el caso del haz de H2+ cumplir con el límite de dosis para mantenimiento manual sin restricciones en el exterior de la sala del acelerador. En el caso del haz de deuterones, la dosis provocada por el LPBD situado tras el DTL es un orden de magnitud superior al límite permitido para mantenimiento manual sin restricciones.

### **6.3 Evaluación de la dosis en el entorno del acelerador en fase de parada: conclusiones para el mantenimiento**

El objetivo de esta sección es analizar la viabilidad del mantenimiento manual del acelerador en la fase de parada. La dosis existente tras la parada del acelerador es debida a la activación de los materiales durante la fase de funcionamiento nominal (125 mA de deuterones) debido a las pérdidas de deuterones a lo largo de las cavidades del acelerador. Dicha activación es debida al propio haz de deuterones y a la fuente secundaria de neutrones producida por la interacción de los deuterones con los materiales del acelerador.

Es muy importante señalar aquí, y de nuevo dentro de este capítulo dedicado a la línea del acelerador, que se trata de un cálculo preliminar que no tiene en cuenta todas las fuentes de radiación existentes en la instalación. Los valores de dosis para la evaluación del mantenimiento del acelerador no tienen en cuenta fuentes de radiación que pudieran ser de enorme importancia, tales como la activación de las paredes, suelos y techo de la instalación.

Los cálculos de activación están realizados para un escenario operacional de un año de irradiación continua, 24 horas al día, a la potencia nominal (125 mA). Los tiempos de enfriamiento presentados son en parada, a la hora, al día, a la semana y al mes de enfriamiento. Los valores de

dosis son los obtenidos en la superficie y a 1 metro de distancia de la superficie exterior del acelerador.

El anexo 4 muestra los valores medios en los materiales de las secciones 2, 10 y 13 del acelerador obtenidos empleando la opción de pérdidas “A” relativos a inventario radiactivo, dosis, y fuente de fotones residuales [Sanz, 2007]. Además, y solo para las secciones 10 y 13, se muestran los nucleidos dominantes de cara a la actividad específica y a la tasa de dosis de contacto en la zona 1. La tasa de dosis de contacto ofrecida en el anexo 4 se entiende como la correspondiente a la emisión de la fuente de fotones resultante de la activación neutrónica contenida uniformemente en una losa semi-infinita de material, cuyo valor de la fuente en cada unidad de volumen es la correspondiente a la fuente calculada con los flujos neutrónicos de nuestro caso concreto.

Hay que indicar que la dosis es debida casi totalmente a la activación neutrónica. Cálculos iniciales de la activación por deuterones mostraron dosis despreciables con respecto de aquella.

Tal y como se analizó en el apartado 6.1.3, la fuente neutrónica debida a la reacción d-D es la dominante para energías de los deuterones de hasta 1 MeV, mientras que en el resto del acelerador y considerado éste globalmente, la fuente debida a la reacción d-Cu es la más importante de cara a las dosis. El valor máximo de dosis obtenido se encuentra al final del RFQ (sección 10). Por consiguiente, aunque se han calculado las dosis a lo largo de todo el acelerador, se hará mención únicamente a los valores obtenidos en el entorno de dicha zona.

Las figuras 63 y 64 muestran los valores de dosis en la superficie y a 1 metro de distancia del acelerador al final del RFQ (sección 10) analizadas para las tres estimaciones de pérdidas de deuterones [García, 2009].

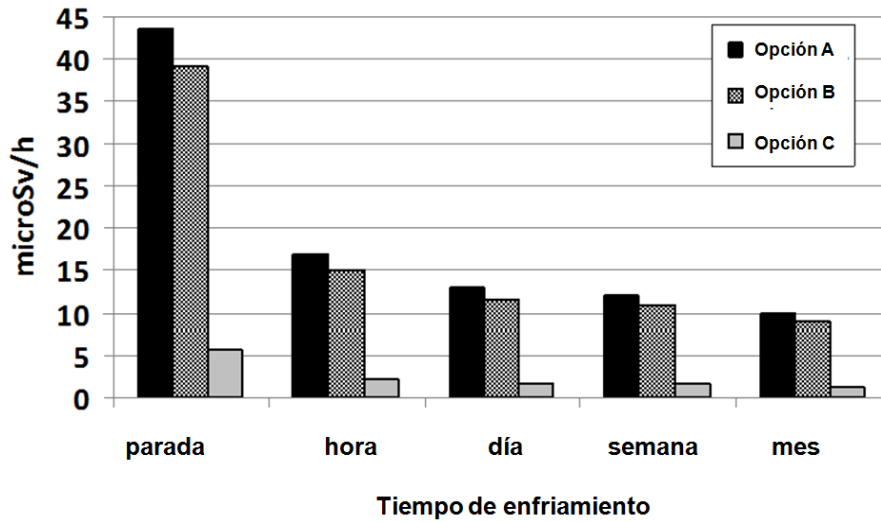


Figura 63 Dosis en para en la superficie de la sección 10 del acelerador

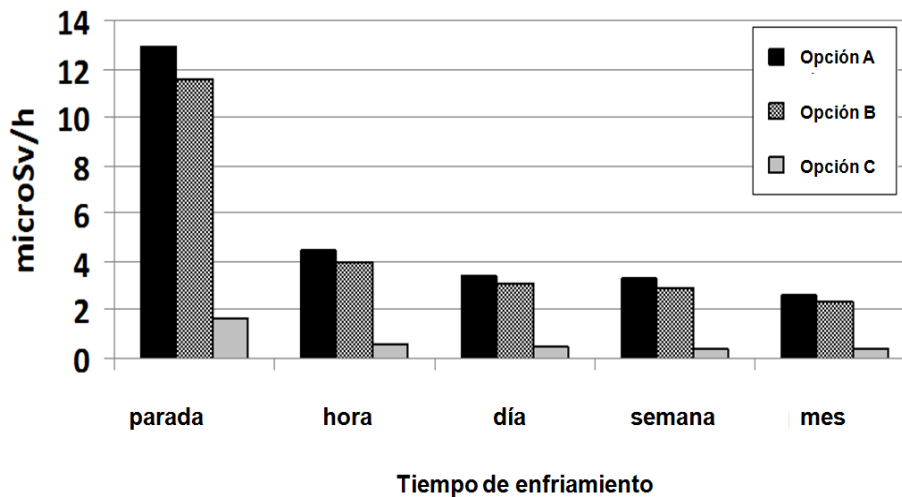


Figura 64 Dosis en parada a 1 metro de la sección 10 del acelerador

Las diferencias en la dosis entre las opciones de pérdidas A y B no son muy significativas, mientras que para la opción C las dosis pueden llegar a ser de casi un orden de magnitud inferior a las obtenidas empleando las opciones A o B.

Para las opciones A y B, es necesario un tiempo de enfriamiento para obtener dosis por debajo del límite para personal profesionalmente expuesto ( $12.5 \mu\text{Sv/h}$ ). Las dosis a 1 día de enfriamiento para las opciones A y B son de  $12.9 \mu\text{Sv/h}$  y  $11.6 \mu\text{Sv/h}$  respectivamente. No obstante, con la opción C, la dosis en la superficie en el momento de parada ya es inferior al límite indicado.



Finalmente indicar que cualquiera que sea la opción de pérdidas empleada, a 1 metro de distancia se obtiene una dosis inferior al límite para trabajadores sin más que esperar 1 hora de enfriamiento.

Los valores de dosis calculados se muestran en la tabla 30.

Tabla 30 Valores de dosis residual máxima en el entorno del acelerador

Tiempo de enfriamiento	Dosis	Dosis	Dosis	Dosis	Dosis	Dosis
	( $\mu\text{Sv/h}$ ) superficie Opción A	( $\mu\text{Sv/h}$ ) superficie Opción B	( $\mu\text{Sv/h}$ ) superficie Opción C	( $\mu\text{Sv/h}$ ) a 1 m Opción A	( $\mu\text{Sv/h}$ ) a 1 m Opción B	( $\mu\text{Sv/h}$ ) a 1 m Opción C
<b>Parada</b>	43.5	39.0	5.6	12.9	11.5	1.7
<b>Hora</b>	16.9	15.2	2.2	4.4	4.0	0.5
<b>Día</b>	12.9	11.6	1.7	3.4	3.1	0.4
<b>Semana</b>	11.9	10.7	1.5	3.2	2.9	0.4
<b>Mes</b>	9.9	8.9	1.3	2.6	2.3	0.3

Hay que indicar asimismo que las secciones eficaces de la EAF2007 empleadas para las reacciones inducidas por deuterones dan como resultado un valor de la producción neutrónica que puede ser bastante conservador. Comparando la relación n/d a 5 MeV proporcionada por la librería de activación EAF2007 ( $4.58 \cdot 10^{-5}$  n/d) con el valor correspondiente proporcionado por el código MCNPX y el modelo nuclear INCL4 ( $7.7 \cdot 10^{-6}$ ) vemos que la producción neutrónica es un factor 6 superior al obtenido con la librería EAF2007. Ya que la producción de radionucleidos que contribuyen a la dosis es proporcional al flujo neutrónico y este es proporcional a la fuente neutrónica, se aprecia la importancia de una correcta caracterización de la fuente neutrónica a fin de proporcionar valores fiables de la dosis residual.

## 6.4 Conclusiones

El presente capítulo ha estado dedicado a realizar una evaluación preliminar de las dosis en fase de funcionamiento y parada en el entorno del acelerador IFMIF/EVEDA debidas a las radiaciones generadas en la línea del acelerador. La contribución de las radiaciones procedentes del BD no se ha

tenido en cuenta en el presente capítulo, y será tratada en el capítulo 7 dedicado al BD. Asimismo, los cálculos realizados suponen una primera aproximación al problema señalado mediante simplificaciones tales como el empleo de un modelo geométrico simplificado del acelerador, y no teniéndose en cuenta factores tales como la activación de paredes, suelo y techo de la instalación de cara al análisis de las dosis residuales.

La metodología aplicada, comentada a lo largo del capítulo, ha sido diferente de la presentada en el capítulo 5, debido a que en el momento de la elaboración de los cálculos mostrados en el presente capítulo se había detectado la problemática existente en la instalación pero no se habían desarrollado las herramientas y metodología más fiable y adecuada, la cual se explica en el capítulo 5 y será aplicada al diseño de los blindajes del BD en el capítulo 7.

Los valores de las dosis producidos por las fuentes de radiación debidas al acelerador en funcionamiento nominal son compatibles con el cumplimiento de los límites de dosis para el personal profesionalmente expuesto. Sin embargo, la consideración del uso del LPBD para la fase de puesta en marcha hace necesario el empleo de corrientes muy inferiores a la nominal incluso para el caso de utilizar un haz de  $H_2^+$  en vez del de deuterones, o bien el desarrollo de blindajes para zonas específicas.

En cuanto al análisis de las dosis residuales, se ha demostrado la a priori factibilidad del mantenimiento manual del acelerador tras un tiempo de irradiación conservador y un tiempo de espera razonable tras el apagado del mismo.

## 7 DISEÑO DEL BLINDAJE DEL BEAM DUMP

Este capítulo describe y justifica el proceso de diseño del blindaje del BD del prototipo de acelerador de IFMIF/EVEDA. Los objetivos planteados a la hora de realizar dicha tarea son, por una lado, cumplir con los límites de dosis para trabajadores profesionalmente expuestos y público en general en el exterior de la sala del acelerador en la fase de funcionamiento de la instalación, y, por otro lado, permitir el mantenimiento manual, tanto del BD como del resto de los componentes del acelerador, en la fase de parada, tras un tiempo de espera razonable.

La figura 65 muestra un esquema de la instalación del acelerador IFMIF/EVEDA. En ella se muestra, tanto la sala del acelerador y el BD asociado, denominada “accelerator vault”, como los edificios anexos, los cuales albergan los sistemas de alimentación de las cavidades del acelerador, los sistemas de aire acondicionado y ventilación, intercambiadores de calor, etc [PDR, 2009].

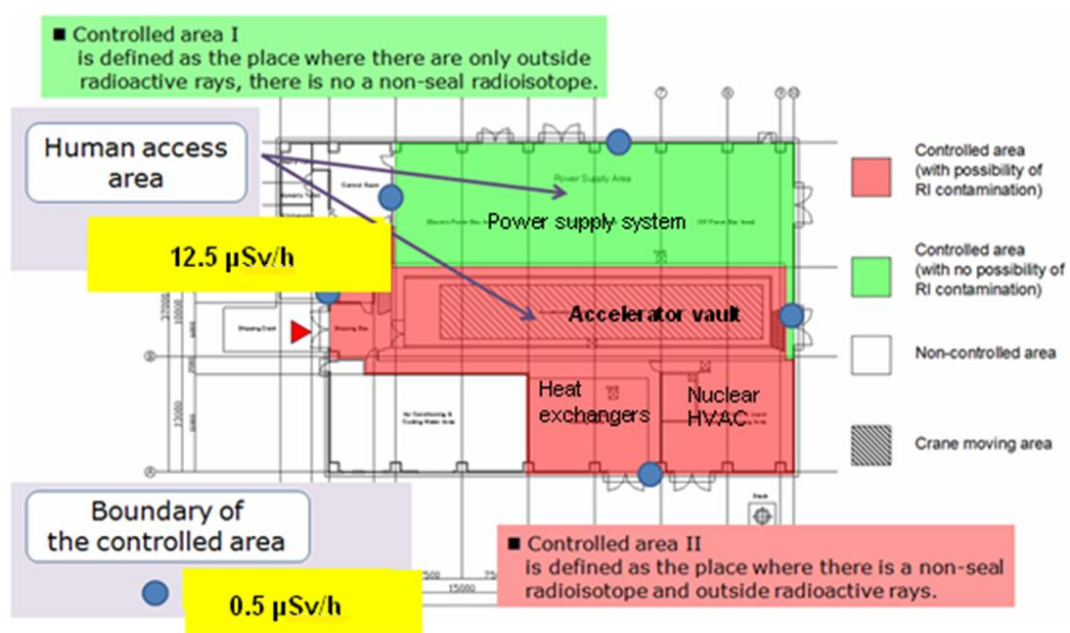


Figura 65 Instalación del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA. Límites de dosis aplicables

Los puntos azules muestran las fronteras de la instalación más allá de las cuales el límite de dosis a cumplir es el correspondiente a los miembros del público, es decir, 0.5  $\mu\text{Sv/h}$ . Los límites de dosis a cumplir en el exterior del resto de las paredes que separan la sala del acelerador (“accelerator vault”) con las salas contiguas es el debido al personal profesionalmente expuesto, esto es, 12.5  $\mu\text{Sv/h}$ .

Además de ello, durante la fase de parada del acelerador, las dosis residuales deben permitir el mantenimiento manual en el interior de la sala del acelerador, tras un tiempo de espera razonable.

La figura 66 muestra el esquema general de los componentes del prototipo de acelerador IFMIF/EVEDA ubicados en el interior de la sala del acelerador. Básicamente, la instalación puede dividirse en dos partes principales. Por un lado el acelerador propiamente dicho, cuya misión es la de proporcionar una corriente de 125 mA de deuterones a 9 MeV, y por otro lado el BD, que es el equipo dedicado a detener el haz.

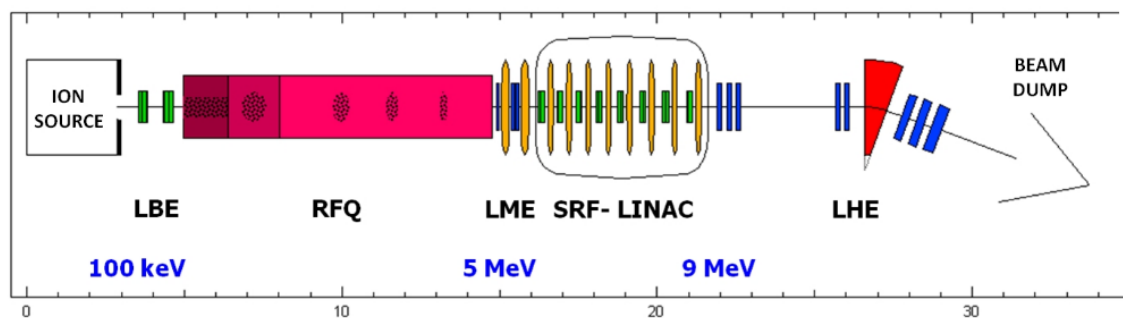


Figura 66 Disposición del acelerador y su BD en el interior del acelerator vault

Desde el punto de vista de la radioprotección, el BD está constituido por dos partes principales: el BS, que es el elemento que sirve para detener el haz, y sus blindajes, que sirven para cumplir con los objetivos de radioprotección y cuya misión es la de proteger a los trabajadores profesionalmente expuestos y al público en general, tanto en la fase de funcionamiento de la instalación, como tras la parada de la misma.

El BS lleva consigo una serie de equipos auxiliares, entre los que destaca el sistema de refrigeración, elemento de gran importancia dada la elevada potencia térmica depositada en el BS. Otros sistemas secundarios son los relativos a la diagnosis para la comprobación de los parámetros de funcionamiento del sistema, etc.

En cuanto a los blindajes, deberán estar constituidos por materiales capaces de frenar y absorber las radiaciones generadas por la interacción del haz de deuterones con el BS, tanto las generadas de forma directa, como las producidas por la interacción de las primeras con el resto de materiales del entorno. En funcionamiento, estas radiaciones están constituidas por los neutrones y fotones generados por la interacción del haz de deuterones con el BS. En la fase de parada, la radiación existente, constituida por fotones, es la conocida como radiación residual, y es debida a la

activación de los materiales, bien sea inducida por los deuterones en el BS, o bien por los neutrones secundarios en el resto de los materiales.

El BD es por tanto el equipo formado por el BS y sus sistemas auxiliares y blindajes.

En una primera sección se va a hablar de las características del haz a detener por el BS. Posteriormente se tratará de la elección de los materiales más adecuados para el BS desde el punto de vista de la protección radiológica y su relación con otros aspectos a considerar, como el transporte de calor, y finalmente se dedicará la sección principal de este capítulo al diseño de los blindajes del BD.

## **7.1 Características del haz de deuterones e implicaciones sobre el diseño del Beam Stop y sus blindajes**

La densidad de potencia depositada en la superficie del material del BS determina la temperatura media y los gradientes de temperatura dentro del material y por consiguiente los esfuerzos termomecánicos. Cuanta más alta sea la densidad de potencia mayor será el estrés térmico y la tasa de transferencia de calor al refrigerante, y consecuentemente aumentará la complejidad en el diseño del BS. Por consiguiente, es importante reducir en la medida de lo posible la máxima densidad de potencia depositada en el material del BS. Este efecto puede conseguirse mediante la obtención de un perfil de deposición de energía homogéneo, abriendo el haz para aumentar su tamaño a la entrada del BS, y empleando ángulos de incidencia bajos, maximizando de esta manera la superficie de material en la que incide el haz.

El haz, que tiene un tamaño rms de 3 mm a la salida del acelerador, es abierto mediante el empleo de 3 cuadrupolos, cuyas corrientes y posiciones han sido elegidas para obtener el tamaño (42 mm) y la divergencia (15 mm/m) más grandes posible a la entrada del BS. El resultado de estas acciones produce un haz cuyo perfil se muestra en la figura 67 [Brañas, 2009].

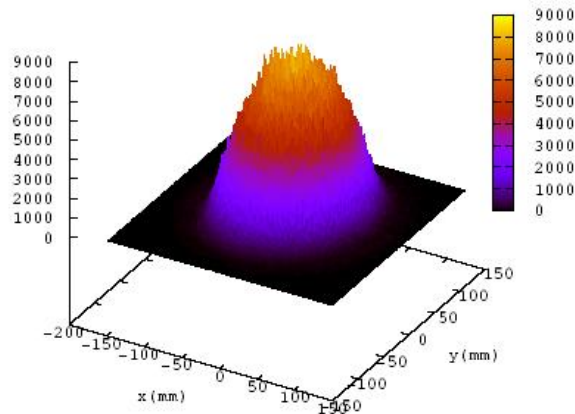


Figura 67 Perfil del haz de deuterones ( $W/cm^2$ ) a la entrada del BS

La geometría del BS seleccionada es de forma cónica. Esta forma geométrica es adecuada para casi todos los haces axi-simétricos, como es nuestro caso [Brañas, 2009]. Por otro lado, aprovecha la divergencia del haz, ya que la zona central del mismo es interceptada después de que el haz ha divergido a lo largo del BS. La potencia total del haz (125 mA, 9 MeV) es de 1.12 MW. El perfil de deposición del haz en el cono del BS se muestra en la figura 68. La cota 250 representa la situación del vértice del cono del BS.

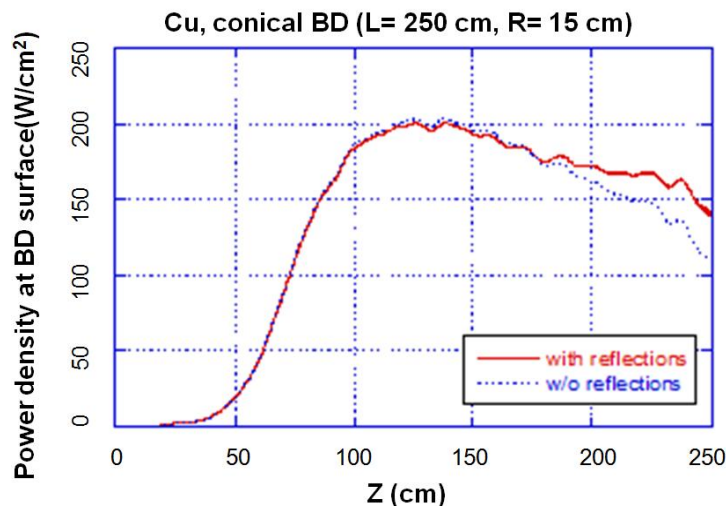


Figura 68 Perfil de densidad de potencia en la superficie interna del BS

La línea a trazos muestra la densidad de potencia total incidente, mientras que la línea roja continua representa la densidad de potencia real absorbida teniendo en cuenta el efecto de los deuterones rebotados en el interior del cono por efecto del bajo ángulo de incidencia, que es de unos 3 grados sexagesimales.

En cuanto a la longitud del cono, se han tenido en cuenta para su selección tanto experiencias previas de otros proyectos como la disponibilidad del espacio, fijándose un valor de 2.5 m de longitud total. Con respecto del diámetro, por una parte, ha de ser pequeño, para proporcionar un ángulo de incidencia pequeño del haz y por otra parte debe tener un tamaño suficiente para albergar la totalidad de la anchura del haz (para haces con distribución gaussiana se emplea normalmente una apertura de 5 veces el tamaño rms del haz).

La energía depositada en la superficie del BS se ha calculado mediante el empleo de los valores de la posición y velocidad de los deuterones del haz a la entrada del BS obtenidas mediante simulación de dinámica de haces en la zona del transporte de alta energía de la línea, esto es, justo antes de la posición del BS. El efecto de los rebotes en la superficie del BS ha de ser tenido en cuenta dado el pequeño ángulo de incidencia (alrededor de  $3^\circ$ ) de nuestro caso, y se ha calculado empleando la información referente a cantidad total, ángulo y energía de los deuterones rebotados proporcionada por el código MCNPX. Como se aprecia en la figura 68, el efecto de los rebotes provoca una ligera modificación del perfil de deposición de energía, el cual aumenta en la zona cercana al vértice del cono.

## 7.2 Sistema de refrigeración del Beam Stop

La transferencia del calor depositado en el cono de cobre se garantiza mediante un sistema de refrigeración que consta de un circuito de agua de doble paso. Para la formación del circuito de agua se dispone de un segundo cono de cobre, cuyo eje es coincidente con el del BS, y de un cilindro de acero, tal y como se muestra en la figura 69 [Brañas, 2009], [Arranz, 2011], [Iglesias, 2011].

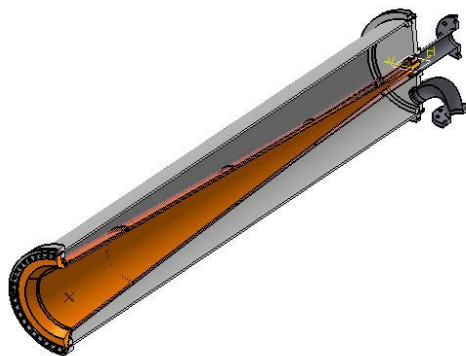


Figura 69 Configuración del BS y el sistema de refrigeración

El agua entra por la zona del vértice del cono, a través del espacio formado por la superficie externa del BS y la superficie interna del segundo cono, y sale en sentido contrario por el espacio que existe entre la superficie externa del segundo cono y el cilindro de acero.

La velocidad del agua de refrigeración a la entrada es de 5 m/s y su temperatura de 20 °C. El caudal de agua es de 10 kg/s y las pérdidas de presión son de 1.5 bar en el espacio entre los conos, y de 2.5 bar en todo el circuito.

Debido a que el agua refrigerante puede alcanzar los 130 °C, debe ser presurizada a aproximadamente 6 bar, para evitar ebullición local.

### **7.3 Selección de materiales para el Beam Stop**

El BS tiene forma de cono, de 250 cm de radio, 30 cm de diámetro y 0.5 cm de espesor. Este diseño está basado en el BS del proyecto LEDA, y su compatibilidad termo-mecánica ha sido comprobada [Brañas, 2009], [Arranz, 2011], [Iglesias, 2011].

A la hora de seleccionar un material para el cono del BS, hay que tener en cuenta no sólo las propiedades radiológicas sino también las propiedades termo-mecánicas. Desde este último punto de vista, se seleccionó el cobre debido a su bajo estrés térmico, su elevada ductilidad y su fácil manufactura.

Desde el punto de vista de la radioprotección, el factor principal a tener en cuenta en la selección de un material para el BS es la baja producción de neutrones secundarios debido al impacto de los deuterones de 9 MeV. Dicha fuente neutrónica secundaria se ha comprobado que es la principal responsable de la dosis en el exterior de la sala que alberga el acelerador y el BD. Otros factores a tener en cuenta, como la radio-toxicidad del residuo generado no serán contemplados en esta Tesis.

Se ha realizado una comparación de distintos materiales desde el punto de vista de la producción neutrónica mediante una simulación en un blanco grueso con deuterones de 9 MeV. Para los materiales analizados, el valor de dicha producción varía para casi todos los materiales analizados entre los  $10^{-4}$  y  $10^{-3}$  n/d, como se muestra en la figura 70 [Sanz, 2007]. La sección eficaz total de producción neutrónica ha sido tomada de la librería EAF2007 y del modelo Bertini incluido en MCNPX.



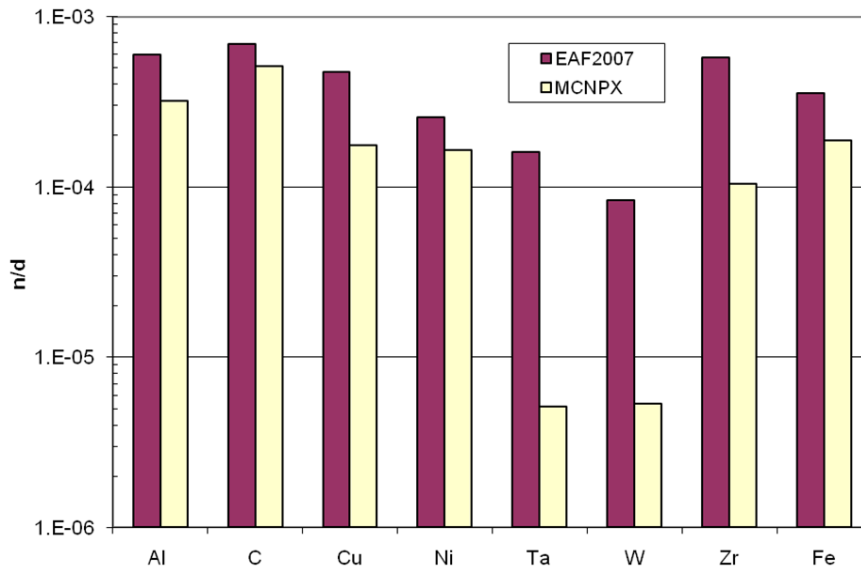


Figura 70 Producción neutrónica de los materiales candidatos analizados para el BS

El W y el Ta presentan los valores más bajos de producción neutrónica.

Hay que indicar que la mayor parte de los neutrones proceden de la interacción del haz de deuterones con los materiales propiamente dichos, mientras que la producción neutrónica debida a la reacción del haz de deuterones con el deuterio previamente acumulado es prácticamente despreciable comparada con aquella. Por este motivo, para todos los propósitos de cálculo del presente capítulo sólo se tendrá en cuenta la fuente neutrónica producida por la interacción de los deuterones con los materiales originales, y no con el deuterio implantado durante el funcionamiento del acelerador.

Mediante el empleo del código de activación ACAB, se ha obtenido la actividad específica, tasa de dosis de contacto, fuente de fotones residual, calor residual e índices de clasificación como residuo de distintos materiales para un esquema de irradiación continuo de 1 año y distintos tiempos de enfriamiento. La dependencia de la energía y el ángulo con el flujo neutrónico han sido determinados con el código MCNPX, y los valores totales han sido escalados de tal manera que el flujo neutrónico se corresponde con el estimado empleando las secciones eficaces de la EAF 2007. La tasa de dosis de contacto para una losa semi-infinita de material se muestra en la figura 71.

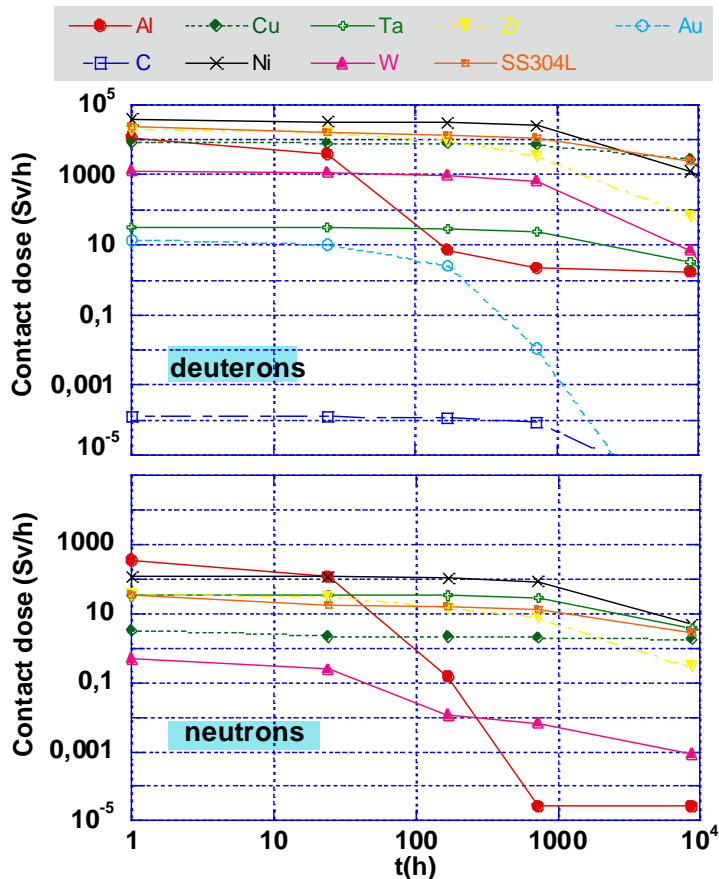


Figura 71 Comparación de la dosis de contacto para los materiales candidatos para el BS. 1 año de irradiación de forma continua

La utilidad de la dosis superficial proporcionada por ACAB, esto es, la dosis recibida en la superficie de una losa semi-infinita compuesta por el material en cuestión y los radioisótopos generados en el proceso de activación, radica en poder comparar para los distintos materiales activados, la dosis que se obtendría para cualquier configuración geométrica.

Las conclusiones de este estudio muestran que el carbono es el material que menor dosis produciría seguido del oro, tántalo y wolframio. La activación producida por los deuterones es superior a la producida por los neutrones, si bien está limitada a un mucho menor volumen de material, al estar acotada al rango de penetración de los deuterones de 9 MeV en el material. Este espesor es de aproximadamente 10 micrones, tendiéndose en cuenta el ángulo de interacción del haz con el material.

Analizando conjuntamente las conclusiones del análisis termo-mecánico y de radioprotección respecto de la selección de materiales para el BS, se llegó a la conclusión de la elección del cobre como material constituyente de dicho elemento. Si bien, como se ha visto, se disponía de materiales mejores que el cobre en aspectos tales como la baja producción neutrónica o la dosis superficial,

como el oro o el Tántalo, efectos tales como el comportamiento termo-mecánico y la complejidad de manufactura de estos o la porosidad del carbono comparados con el caso del cobre hicieron que finalmente se eligiera a este último como material del BS.

Una vez seleccionado el cobre como material del BS, el siguiente paso desde el punto de vista de la radioprotección a analizar es cómo afecta el contenido de impurezas a los resultados mostrados para el material de partida puro.

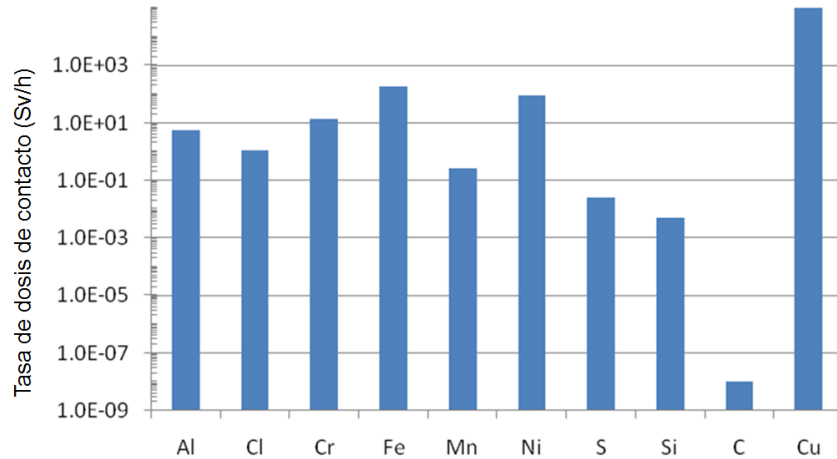
Los resultados del contenido de impurezas obtenidos en una pieza de cobre en función del método empleado en su fabricación se dan en la tabla 31. El método “EDP normal bath” supone cobre electro-depositado en un baño de ácido sulfúrico. El método “EDP pH8” supone una electrodeposición de cobre en un baño de pH8. El procedimiento “OFE” produce un cobre de pureza superior al 99.9 %. Finalmente se presenta la composición de impurezas del cobre electrolítico tenaz “ETP”.

**Tabla 31 Contenido de impurezas (ppm) en el cobre en función del método de fabricación**

	<b>EDP</b>	<b>EDP</b>	<b>OFE</b>	<b>ETP</b>
	<b>Normal bath</b>	<b>pH8</b>		
<b>Al</b>	< 6	80	< 6	< 6
<b>Ca</b>	< 6	40	22	< 6
<b>Cr</b>	< 6	280	< 6	< 6
<b>Fe</b>	< 6	680	< 6	< 6
<b>Mn</b>	< 6	14	< 6	< 6
<b>Ni</b>	< 6	168	< 6	< 6
<b>Pb</b>	< 6	8.0	< 6	< 6
<b>Cl</b>	240	-	610	360

Para un esquema de operación continua durante 6 meses (24 horas al día) y 1 día de enfriamiento, considerando un flujo de deuterones de  $1.7 \cdot 10^{15}$  d/cm<sup>2</sup>s (correspondiente a la zona de máxima deposición de energía en el cono) se ha evaluado la contribución de las impurezas a la dosis de contacto de la losa semi-infinita (primeras 9 columnas), comparada con la obtenida para el material puro (última columna), como se muestra en la figura 72. El contenido de impurezas

utilizado para el análisis es el correspondiente al método de fabricación “EDP pH8”, mostrado en la segunda columna de la tabla 31, por representar el caso más restrictivo.



**Figura 72** Contribución de las impurezas a la dosis de contacto (losa semi-infinita). Comparación con la dosis proporcionada por el cono de cobre (6 meses de irradiación continua y 1 día de enfriamiento)

Hay que indicar que la mayor parte de la activación es inducida por deuterones, mientras que la contribución debida a los neutrones secundarios generados es despreciable comparada con aquella.

Los resultados muestran que las impurezas no contribuyen significativamente a la dosis de contacto.

## 7.4 Justificación de la necesidad del blindaje para el Beam Stop

En las secciones anteriores se han mostrado los criterios de selección de la geometría y el material constituyente del BS. En siguiente paso consiste en evaluar las radiaciones y dosis generadas por la interacción del haz de deuterones de 9 MeV y 125 mA con el cono de cobre a fin de proceder al diseño de los blindajes necesarios.

En primer lugar se va a verificar si, efectivamente, es necesario un blindaje del BS, analizando si las radiaciones generadas en funcionamiento nominal producen dosis superiores a las fijadas por los requerimientos de dosis para trabajadores profesionalmente expuestos y el público en general.

La figura 73 muestra el acelerador y la posición del BD en el extremo sur-este. Las dimensiones interiores de la sala son: 41.5 m. de largo, 8 m. de ancho y 7 m. de altura. Las paredes, suelo y techo de la sala son de hormigón de 1.5 m. de espesor. Como se observa en la misma, se ha dispuesto de un hormigón adicional en forma de ele: una parte del mismo es perpendicular al eje del BD de 1

metro de espesor y la otra paralela a la dimensión mayor de la sala del acelerador de 0.5 metros de espesor. El objetivo de esta disposición adicional de blindaje de hormigón es el de limitar las dosis residuales en la parte del acelerador provenientes de los materiales activados del BD.

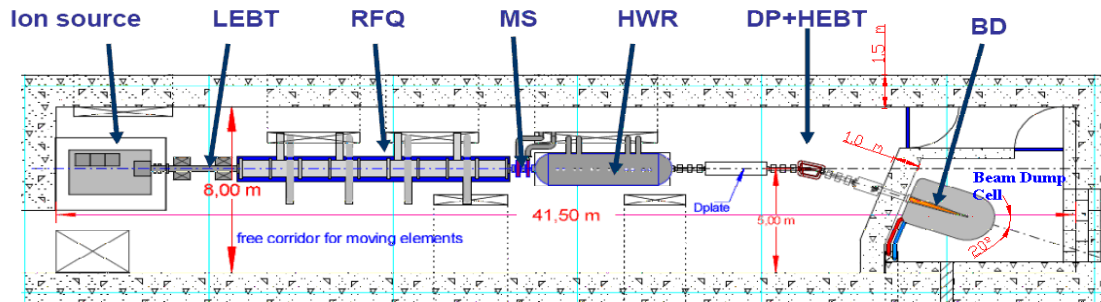


Figura 73 Esquema del acelerador y Bloque de Parada

El eje del acelerador se encuentra a 5 m. de la pared sur y a una altura de 1.5 m. El dipolo está situado a 29.07 m. de la cara interna de la pared este y gira el haz 20°. El giro del haz evita una mayor activación de los elementos del acelerador. La base del cono de cobre está situada a 4.70 m. del centro del dipolo.

Las figuras 74 a 76 muestran los mapas de dosis que se obtienen en la sala del acelerador en funcionamiento nominal, esto es, al estar el BS de cobre sometido a una corriente de 125 mA y 9 MeV. Es preciso indicar que sólo se ha simulado en este caso el cono de cobre del BS, sin tenerse en cuenta los elementos que conforman el sistema de refrigeración (segundo cono y cilindro de acero).

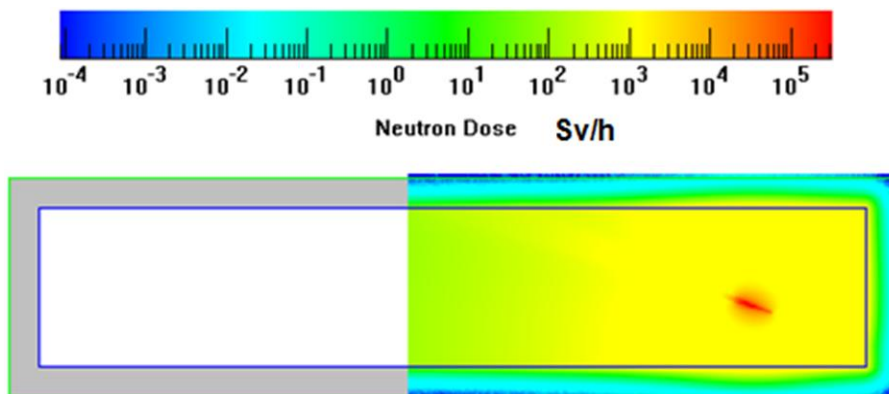


Figura 74 Mapa de dosis por neutrones en funcionamiento. Cono desnudo

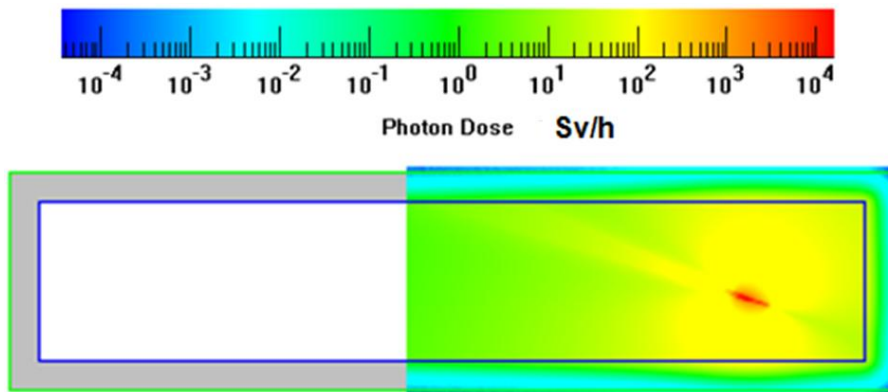


Figura 75 Mapa de dosis por fotones en funcionamiento. Cono desnudo

Finalmente, la suma de los dos mapas, es decir, de las contribuciones a la dosis de neutrones y fotones, nos muestra la dosis total en funcionamiento en la figura 76.

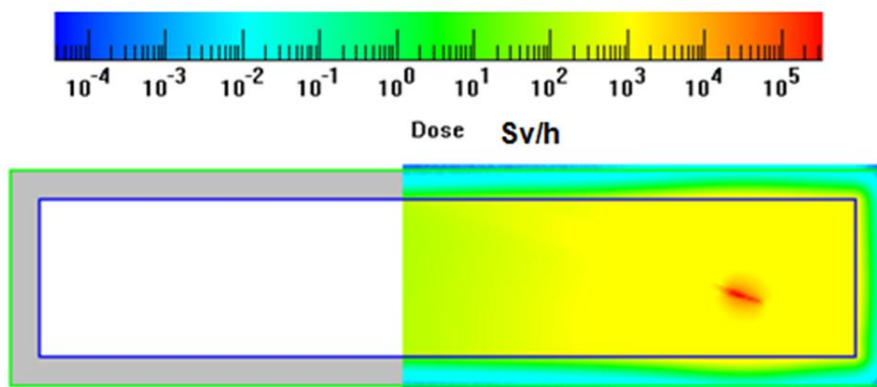


Figura 76 Mapa de dosis total en funcionamiento. Cono desnudo

Como se aprecia en la figura 76, la dosis en el exterior de la sala es de más de tres órdenes de magnitud superior tanto al límite de dosis para personal profesionalmente expuesto (muros norte y sur) como al límite para el público (muro este), lo cual hace necesario el diseño de un blindaje para el elemento de parada BS.

## 7.5 Proceso de diseño del blindaje del Beam Dump

Una vez justificada la necesidad de disponer de un blindaje para el BS, se procederá a su diseño, para lo cual el punto de partida son las radiaciones generadas en el mismo a causa de la parada del haz de deuterones de 125 mA y 9 MeV. Las radiaciones generadas en el BS a tener en cuenta para el diseño de los blindajes están constituidas por neutrones y fotones.

### 7.5.1 Caracterización de las fuentes de radiación a blindar en la fase de funcionamiento

Las radiaciones a blindar en la fase de funcionamiento del acelerador son los neutrones y fotones generados debido a la interacción del haz de deuterones con el BS de cobre.

Se ha utilizado el código MCUNED y la librería TENDL10 para la determinación de la producción de dichos neutrones y fotones. La producción de neutrones por deuterón es:  $3.24 \cdot 10^{-3}$  n/d, siendo la de fotones de valor igual a  $9.42 \cdot 10^{-3}$  f/d. Multiplicando ambos valores por la corriente de deuterones acelerada, es decir, 125 mA, valor equivalente a  $7.8125 \cdot 10^{17}$  d/s, se obtiene la fuente total de neutrones y de fotones a blindar. Los valores fuente totales de neutrones y fotones generados en el cono del BS son de  $2.53 \cdot 10^{15}$  n/s y  $7.36 \cdot 10^{15}$  f/s.

La figura 77 muestra los espectros de la corriente de neutrones y fotones medidos en la superficie externa del cono del BS, es decir, los espectros de neutrones y fotones que habrá que blindar. La energía media de dichos neutrones es de 1.54 MeV, siendo la de los fotones de 1.83 MeV.

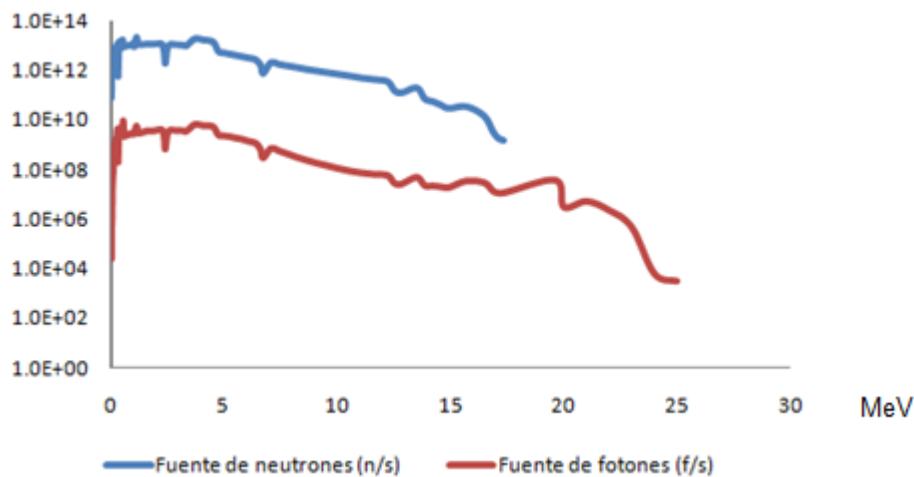


Figura 77 Espectro de fotones y neutrones a blindar

La fuente neutrónica es la más importante desde el punto de vista de la radioprotección. Durante la fase de funcionamiento, es la responsable fundamental de las dosis en el exterior de la sala del acelerador. Esta dosis es debida a los propios neutrones generados en el cono así como a los neutrones y fotones generados en las paredes de la sala del acelerador. Los fotones primarios, es decir, aquellos generados por la interacción del haz de deuterones en el BS, son fácilmente

absorbidos por las paredes de hormigón. Durante la fase de parada, la fuente neutrónica es responsable, junto con el propio haz de deuterones acelerado, de la activación de los materiales presentes en la instalación.

La caracterización de las fuentes de radiación a blindar en la fase de parada será analizada en secciones posteriores.

## 7.5.2 Del diseño inicial al modelo optimizado del blindaje

De cara al mejor entendimiento de las zonas a analizar para verificar el cumplimiento de los límites de dosis, tanto para trabajadores profesionalmente expuestos como para el público en general, la figura 78 muestra la sala del acelerador con los componentes principales de la instalación, así como los límites de dosis a cumplir. Se ha procedido a nombrar las distintas paredes de la sala como “norte”, “sur”, “este” y “oeste” a fin de proporcionar un mejor entendimiento del texto.

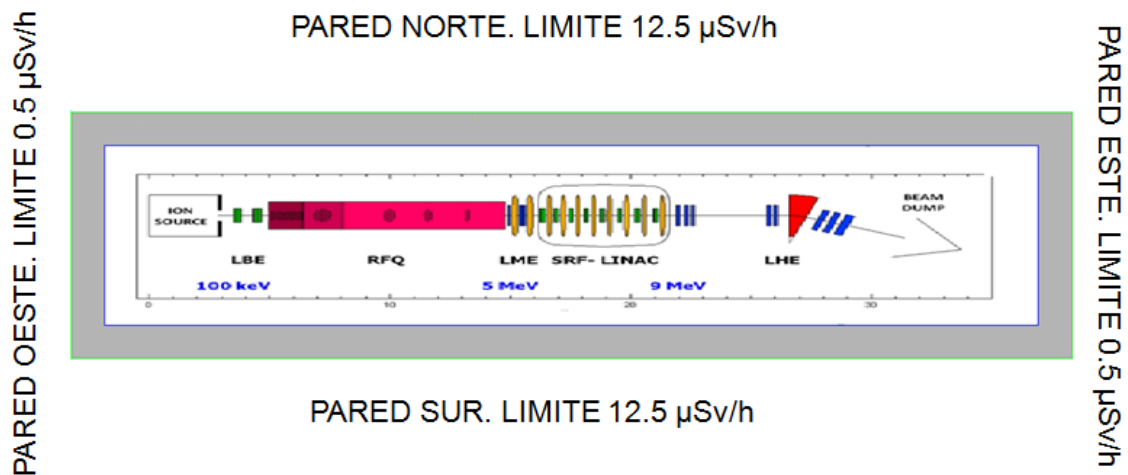


Figura 78 Límites de dosis a tener en cuenta en el diseño del blindaje del BD

El diseño de blindaje ha constado de dos fases. La primera consistió en un diseño preliminar consistente en un tanque de agua de 1 metro de espesor [Ogando, 2010], [PDR, 2009], material típicamente empleado como blindaje neutrónico debido a su alto contenido en hidrógeno. Este primer blindaje de partida se justifica por el hecho de su simplicidad de materiales y bajo coste. Posteriormente, y dado que el diseño no cumplía con los límites objetivo, se procedió a realizar un diseño de blindaje optimizado, teniéndose en cuenta además los requerimientos de espacio disponible, y de la capacidad portante del terreno.



### 7.5.2.1 Diseño preliminar de blindaje del Beam Stop

En el momento de la elaboración del diseño de blindaje preliminar, esto es, el compuesto por un tanque de agua de 1 metro de espesor [PDR, 2009], el código MCUNED no estaba aún desarrollado para poder realizar el transporte de deuterones con la librería TENDL, de cara a la obtención de las fuentes de neutrones y fotones secundarios. Por ello, se tuvo que desarrollar una metodología para solventar los problemas de fiabilidad en la producción neutrónica mencionados en capítulos anteriores. A continuación se describe la metodología desarrollada a tal fin.

El punto de partida es la información suministrada por el código TraceWin sobre la posición de los deuterones y su energía a la entrada del cono de cobre. Con esta información se determina una fuente de deuterones puntual equivalente que puede ser manejada por los códigos de transporte.

El cono de cobre recibe un haz de deuterones de 125 mA y 9 MeV cuya distribución radial de la intensidad a la entrada del cono se muestra en la figura 79.

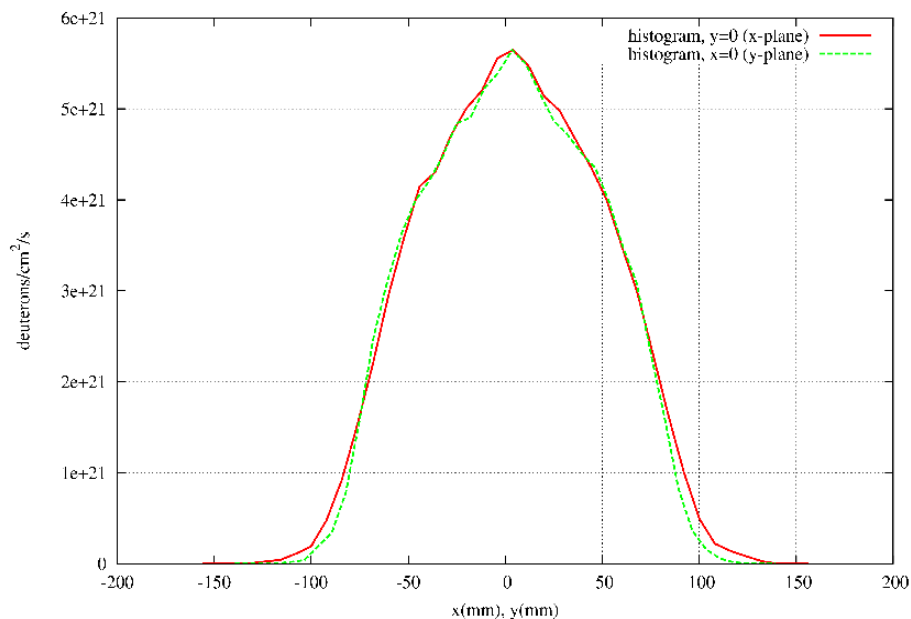


Figura 79 Distribución del haz de deuterones a la entrada del cono de cobre

Un problema de la mayoría de los códigos de transporte simulando partículas cargadas es su ineficiencia a la hora de determinar la producción de partículas secundarias. En el caso de la interacción deuterón-cobre son necesarios alrededor de 10000 deuterones para producir un neutrón. Este problema ha sido recientemente superado por el código MCUNED (ver capítulo 5) el cual,

como se ha comentado, no estaba disponible en el momento de la realización de este blindaje preliminar. Por este motivo, el transporte de partículas secundarias se realiza en dos fases: i) se obtienen una sola vez las fuentes secundarias de neutrones y fotones que nacen de la interacción deuterón-cobre y ii) se realiza el transporte de estas fuentes secundarias.

La fuente de neutrones y gammas se obtiene utilizando el modelo nuclear INCL4/ABLA mediante una única simulación con el propósito de producir tantos neutrones como sea posible para estudiar su distribución. Esta labor se realiza empleando la opción PTRAC de MCNPX [Ogando, 2010], [PDR, 2009], la cual registra los parámetros del espacio de fases para las partículas secundarias en el momento en que son producidas. A partir de estos datos, se ha obtenido una fuente neutrónica para ser transportada con MCNPX equivalente a la producida por la interacción deuterón-cobre. Las variables del espacio de fases espaciales  $(x,y,z)$ , cosenos directores  $(u,v,w)$  y energía son registradas por MCNPX. La fuente secundaria puede entonces ser expresada como una función general de estas variables. Se han propuesto las siguientes simplificaciones para la fuente neutrónica:

- Debido a que el recorrido libre medio para deuterones de 9 MeV dentro del cobre es de cientos de micrómetros, se supondrá que los neutrones se producen en la superficie interna del cono de cobre. Además, debido a la simetría acimutal tendremos sólo una variable independiente.
- La fuente de radiación secundaria en cada punto tiene simetría acimutal alrededor del eje del haz.
- El espectro neutrónico es espacialmente homogéneo en cierta dirección. Es decir, el espectro, el cual depende del ángulo de emisión con respecto a la dirección del haz, puede ser separado de la distribución espacial.

Teniendo en cuenta estas aproximaciones y considerando un haz siguiendo la dirección del eje  $x$ , se propone una fuente neutrónica de la forma:

$$S(x, y, z, u, v, E) = S_x(x) \cdot S_v(u, E)$$

la cual puede ser fácilmente introducida en el input de MCNPX. Es importante mencionar que la fuente neutrónica original obtenida con el modelo nuclear INCL4 contiene neutrones con energías que violan el principio de conservación de la energía. Estos neutrones han sido eliminados del espectro, conservándose su número total. La fuente neutrónica resultante ha sido escalada con un

factor de incremento de 2.5 a fin de ajustarla a los datos experimentales disponibles de las secciones eficaces de la reacción deuterón-cobre a 9 MeV, obteniéndose una fuente neutrónica de  $4.6 \cdot 10^{14}$  n/s. Los neutrones producidos por deuterón son  $5.87 \cdot 10^{-4}$  y su energía media 2.7 MeV. En lo sucesivo, este modelo nuclear será citado como modelo “INCL4 modificado” [Ogando, 2010].

Las dosis en funcionamiento se obtienen empleando los factores de conversión de dosis de la ICRP74 correspondientes al equivalente de dosis ambiental. Después se calcula el inventario radiactivo y su correspondiente fuente de fotones con el código ACAB y la librería EAF-2007. El código MCNPX se emplea finalmente para transportar la fuente de fotones residual obteniéndose la dosis residual haciendo uso nuevamente de los factores de conversión de dosis de la ICRP74 para equivalente de dosis ambiental.

Para la configuración del BD indicada, se muestra en las figuras 80 y 81 el mapa de las dosis en funcionamiento debidas a neutrones y fotones [Ogando, 2010].

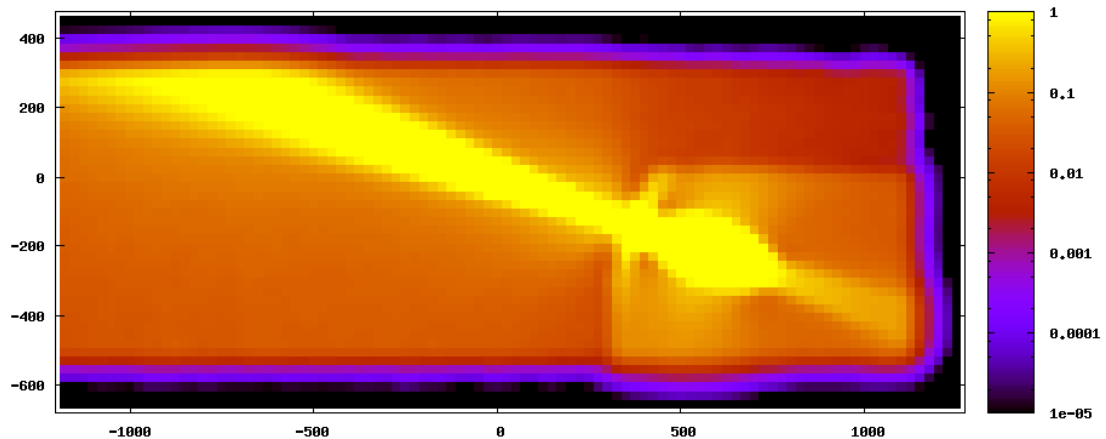


Figura 80 Tasa de dosis por neutrones en funcionamiento debida al BD. (Valores en Sv/h)

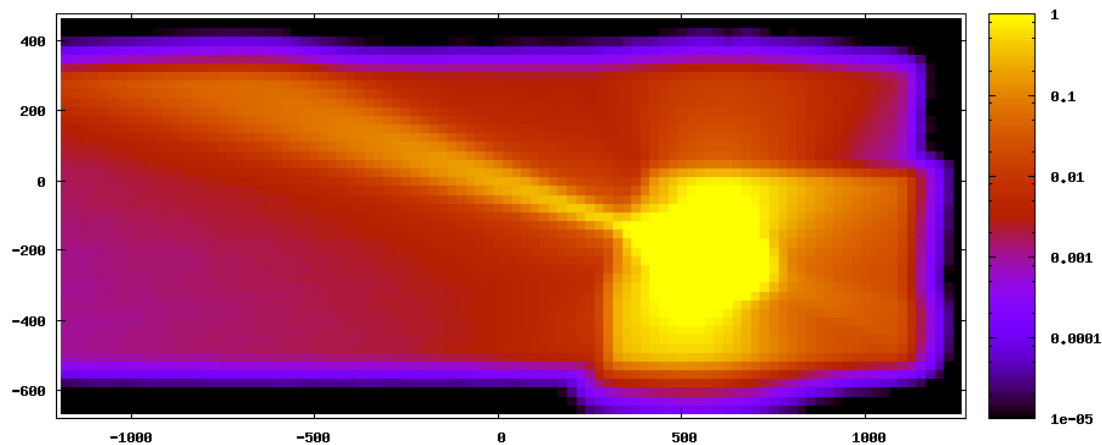


Figura 81 Tasa de dosis por fotones en funcionamiento debida al BD. (Valores en Sv/h)

La figura 82 muestra el mapa de dosis total, suma de las contribuciones neutrónicas y de fotones en fase de funcionamiento, con las zonas problemáticas indicadas como A, B, en la pared norte, C en la pared este y D en la pared sur.

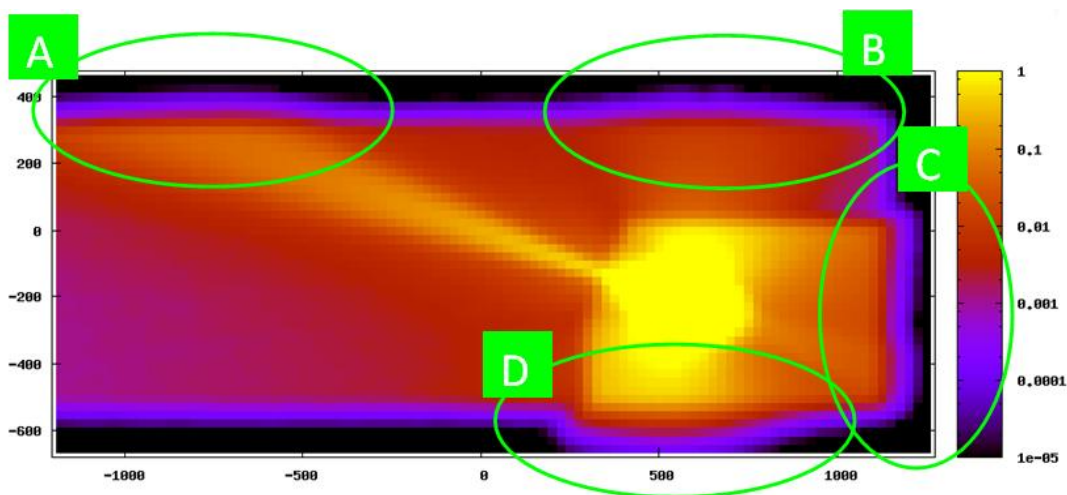


Figura 82 Tasa de dosis total en funcionamiento debida al BD. (Valores en Sv/h)

Las tasas de dosis obtenidas en las superficies externas de las paredes del acelerador denominadas A, C y D son superiores a los límites para trabajadores (A y D) y para el público (C). La idea de blindar el cono de cobre con una gran cantidad de agua permitía además una mayor facilidad de transporte y desmantelamiento, pero es insuficiente para cumplir con los límites de dosis, debido básicamente a los fotones generados en el tanque de agua por la radiación neutrónica.

Las fuentes de radiación existentes en el sistema son las siguientes:

- Fuentes de neutrones y fotones generadas en el BS debido a la interacción del haz de deuterones de 9 MeV con el cono de cobre.
- Fuente de fotones generada en el tanque de blindaje de agua. Este tanque tiene como misión la moderación de la fuente neutrónica generada, pero también produce una gran cantidad de fotones debido a la interacción de los neutrones con el agua.
- Fuente de fotones en el interior de los muros de hormigón. Los neutrones que se mueven dentro de los muros generan una fuente de fotones significativa. Esta fuente no es tan intensa como las otras, pero los fotones generados ven una menor cantidad de hormigón, y son por lo tanto atenuados en menor medida.

La zona A recibe directamente del cono de cobre fundamentalmente neutrones a través de la línea de vacío, además de una fuente de fotones. La contribución de los fotones a la dosis en la pared externa del blindaje viene fundamentalmente producida por las reacciones de los neutrones con el hormigón, mientras que los fotones primarios producidos por la interacción del haz de deuterones con el cobre produce una dosis despreciable al ser comparada con aquella. Los valores de dosis máximos alcanzados son de 30  $\mu\text{Sv/h}$ , y las contribuciones por neutrones y fotones son prácticamente del 50 %.

La zona B recibe un flujo de fotones significativo, producido en el BS y otros elementos, principalmente el tanque de agua, que atraviesan la pared de blindaje local de hormigón de 50 cm, la cual supone una atenuación significativa. Los 1.5 metros de espesor de blindaje de la sala del acelerador reducen la dosis debida a neutrones a niveles aceptables, si bien los fotones generados en el tanque de agua dan lugar a dosis en la pared externa de la sala entorno al límite permitido. La dosis máxima obtenida en esta zona es de 17  $\mu\text{Sv/h}$ , estando constituida en un 75 % por la contribución de la fuente de fotones generada.

La zona C es especialmente sensible ya que esta superficie externa de la sala tiene como límite el aplicable para el público en general, es decir, 0.5  $\mu\text{Sv/h}$ . La dosis en esta zona es varias veces superior al dicho límite, y es debida fundamentalmente a los fotones generados en el tanque de agua, pero también a los que se producen en el muro de hormigón. El valor total obtenido está en torno a los 20  $\mu\text{Sv/h}$ .

La zona D está situada bastante cerca del blindaje del BD y consecuentemente, recibe un flujo de fotones considerable. Los neutrones son blindados con efectividad en el tanque, pero los fotones generados en él son suficientes como para sobrepasar el límite de dosis aplicable para personal profesionalmente expuesto. La dosis obtenida en la superficie exterior de la zona D es de más de 250  $\mu\text{Sv/h}$ .

Del análisis realizado se desprende la imposibilidad de cumplir con los límites de dosis con el modelo simple del tanque de agua de 1 metro de espesor [Ogando, 2010]. La cantidad de masa de agua adicional necesaria sería incompatible con los espacios disponibles en el entorno del BD, por lo cual se hace necesaria una optimización del blindaje mediante el empleo de diversos materiales con mejores propiedades de atenuación y absorción de las radiaciones existentes.

### 7.5.2.2 Diseño de blindaje optimizado

Para el diseño del blindaje optimizado del BD se empleó la metodología descrita en el capítulo 5 de esta Tesis. Esta nueva metodología, desarrollada para solventar los problemas de falta de fiabilidad encontrados al emplear las herramientas tradicionales de transporte, consta fundamentalmente del código de transporte MCUNED y las librerías de datos nucleares TALYS10. El diseño del input para el código de transporte se ha realizado simulando una fuente puntual, tal y como muestra la figura 83.

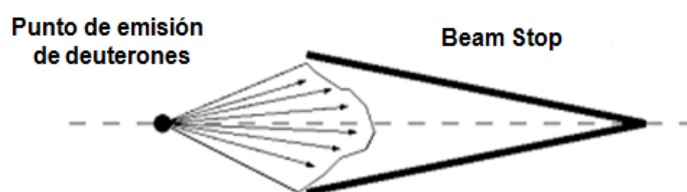


Figura 83 Modelo de emisión puntual utilizado para el input del código MCUNED

La fuente puntual utilizada en MCUNED, reproduce la distribución de los deuterones en la cara interna del cono de tal manera que la energía depositada se corresponda con la mostrada en la curva roja de la figura 84, es decir, teniéndose en cuenta el rebote de deuterones en la cara interna del BS. Esta distribución de energía depositada a lo largo del cono del BS es un dato de partida para los cálculos de radioprotección y viene determinada por características termo-mecánicas deseables en el BS [Brañas, 2009].

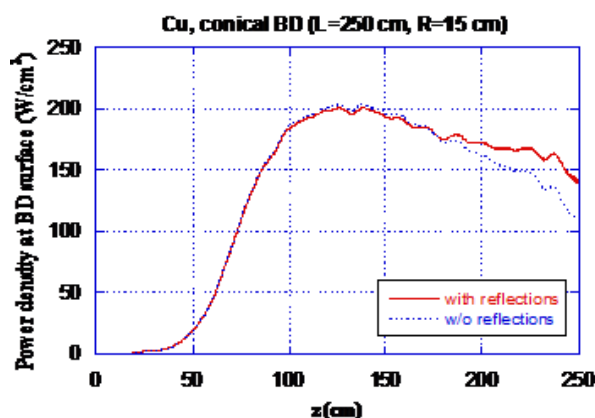


Figura 84 Distribución de energía depositada en la cara interna del cono utilizada para la elaboración del input de MCUNED

Para la elaboración de la fuente puntual empleada en el input de MCUNED se han considerado 20 sectores angulares de emisión de los deuterones que cubren el ángulo sólido requerido para representar la distribución de la figura 84. Se ha comprobado que la elección de un número de sectores angulares superior a 20 no provoca ninguna variación en las funciones respuestas buscadas, tales como el flujo neutrónico en los distintos materiales.

La tabla 32 muestra los valores de deuterones depositados y la correspondiente energía depositada a lo largo del BS [DDR, 2011] para 10 secciones longitudinales desde la base (sección 1) hasta la parte final del cono que contiene su vértice (sección 10).

Tabla 32 Distribución de energía depositada en las 10 secciones consideradas para la elaboración del input de MCUNED

Sección (long. acumulada en cm)	Deposición de deuterones (d/cm <sup>2</sup> s)	Deposición de energía (W/cm <sup>2</sup> )
1 (25)	4.809E+11	6.963E-1
2 (50)	6.019E+12	8.716E+0
3 (75)	4.258E+13	6.166E+1
4 (100)	1.049E+14	1.519E+2
5 (125)	1.293E+14	1.873E+2
6 (150)	1.329E+14	1.924E+2
7 (175)	1.260E+14	1.825E+2
8 (200)	1.139E+14	1.650E+2
9 (225)	1.025E+14	1.485E+2
10 (250)	9.022E+13	1.306E+2

Una vez preparado el input del código de transporte MCUNED, se diseña el blindaje necesario para cumplir con los requerimientos de dosis, partiendo del análisis realizado en la sección anterior en la que se describía el blindaje preliminar basado en el tanque de agua.

#### **7.5.2.2.1 Materiales adecuados para el blindaje de las fuentes del Beam Stop**

En las secciones anteriores, se probó la incapacidad del diseño preliminar consistente en un tanque de agua de 1 metro de espesor para cumplir con los requerimientos de dosis. Partiendo de dicho análisis, se concluye la necesidad de utilizar un blindaje lateral más efectivo para neutrones y para fotones, para lo cual se ha pensado en un blindaje que incluya al menos dos capas de distintos materiales:

1. Un blindaje interno con el propósito de absorber y/o moderar el flujo de neutrones energéticos que nacen de la interacción deuterón-cobre.

2. Un blindaje externo dedicado a la atenuación de los fotones originados en el blindaje interno debido a la interacción de los neutrones con dicho blindaje.

La penetración de los neutrones, debido a que no poseen carga eléctrica, puede ser considerable dependiendo de su energía, siendo los mecanismos de interacción con la materia desde el punto de vista de la elaboración del blindaje de nuestra instalación los siguientes:

- **Dispersión:** bien sea elástica, la cual se da para cualquier energía del neutrón, o inelástica, sólo posible en este caso para energías del neutrón superiores al primer nivel excitado del átomo absorbente. En el caso de la dispersión elástica, la energía que pierde el neutrón es tanto mayor cuanto más ligero sea el material con el que interactúa, representando el hidrógeno el caso extremo de material en el cual el neutrón pierde más energía.
- **Absorción o captura:** el neutrón queda capturado por el núcleo absorbente con emisión de radiación gamma. La absorción puede producirse para cualquier energía del neutrón siendo predominante para los neutrones térmicos.

A la luz de estas consideraciones, el blindaje neutrónico debe procurar la termalización de los neutrones más rápidos, la absorción en la medida de lo posible de los neutrones térmicos y la atenuación de los fotones generados en las reacciones de absorción neutrónica.



Los materiales hidrogenados ligeros como el agua, polietilenos y hidrocarburos ligeros presentan buenas propiedades para termalizar los neutrones rápidos sobre todo para energías de hasta 1 MeV. Para energías superiores, materiales más pesados son también eficientes entrando en juego la dispersión inelástica. Por esta razón, el hierro podría ser un adecuado blindaje interno para los neutrones de mayor energía, razón que se ve apoyada por el hecho de su bajo coste comparado con otros materiales. No obstante, presenta el riesgo radiológico asociado de la formación de Co-60 cuando está sometido a un intenso flujo neutrónico.

Respecto del blindaje externo, el efecto más importante a tenerse en cuenta, que ya fue identificado en el análisis del modelo de blindaje preliminar (tanque de agua) es la necesidad de absorber los fotones producidos en la capa de blindaje interno de agua mediante reacciones de captura neutrónica.

La figura 85 muestra el coeficiente de atenuación másico para fotones de distintos materiales con dependencia de la energía. El análisis de este parámetro a la hora de determinar el mejor material para el blindaje de fotones es básico, ya que el alcance de los fotones en un material es inversamente proporcional a dicho coeficiente de atenuación.

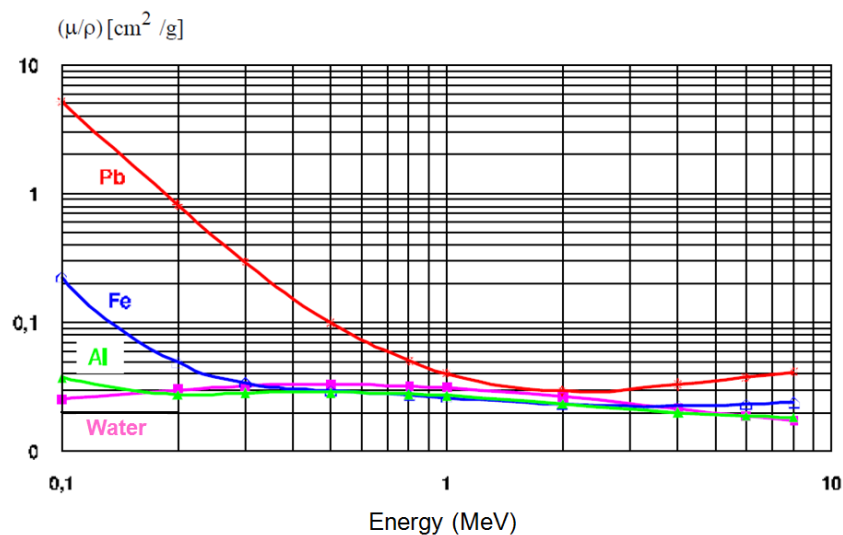


Figura 85 Coeficientes de atenuación másicos para fotones de distintos materiales

Como se observa, los materiales de medio y elevado número atómico muestran mayores atenuaciones para energías por debajo de 1 MeV, propiedad que de nuevo aparece a partir de varios MeV, aunque de una forma no tan acusada.

Por lo tanto, el mejor blindaje para los fotones será aquel en el que estén presentes materiales de alto número atómico, y dicho blindaje funcionará mejor que otros materiales ligeros como el agua en tanto en cuanto los fotones que absorba tengan energías inferiores a aproximadamente 1 MeV.

### 7.5.2.2.2 Análisis de configuraciones de blindaje para la dosis en funcionamiento: selección del blindaje más adecuado

A la vista de las consideraciones tenidas en cuenta en la sección anterior, en este apartado se va a proceder a analizar distintas configuraciones de blindaje a fin de seleccionar la más adecuada. Los criterios de selección van a ser los de radioprotección, es decir, aquellos que fijan el objetivo del diseño en el cumplimiento de los límites de dosis para trabajadores profesionalmente expuestos y público en general en funcionamiento, pero también se tendrán en cuenta factores como el espacio disponible, el coste de los materiales y el peso total de las configuraciones de blindaje.

Se han elegido tres casos de blindaje para el BS que emplean agua y hierro de tal manera que el radio total empleado es de 70 cm. Este radio total se ha elegido teniéndose en cuenta las limitaciones de espacio en el entorno del BS. La configuración presenta además el blindaje adicional de hormigón mencionado anteriormente para el caso blindaje preliminar compuesto únicamente por un tanque de agua, tal y como se muestra en la figura 86.

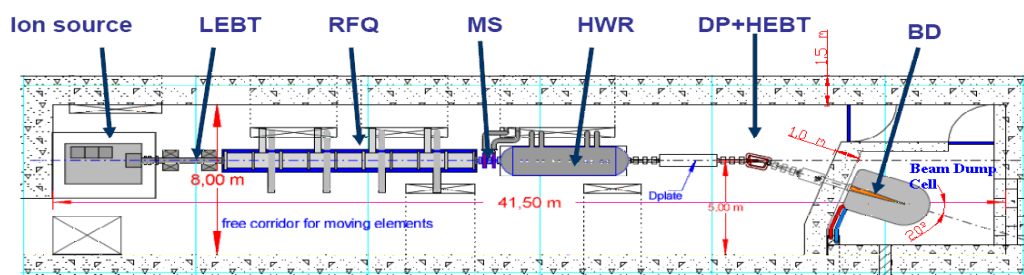


Figura 86 Configuración de la sala del acelerador utilizada para la selección del blindaje del BD más adecuado

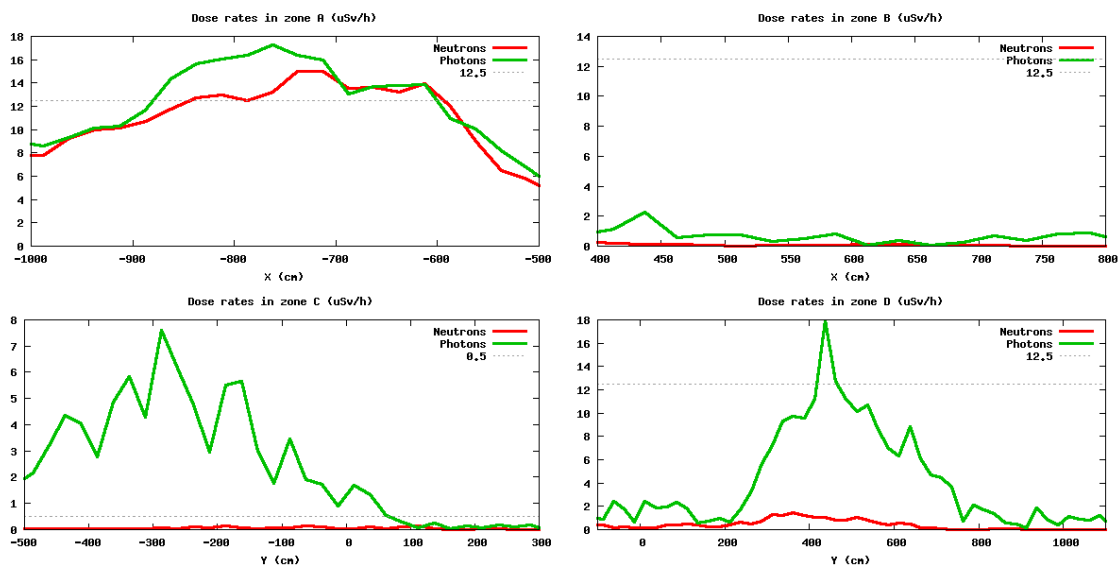
Los tres casos analizados son:

- Blindaje compuesto de 20 cm de hierro interno y 50 cm de agua externa
- Blindaje compuesto de 50 cm de agua interna y 20 cm de hierro externo
- Blindaje compuesto de 20 cm de hierro interno, 30 cm de agua intermedia y 20 cm de hierro externo.

**Blindaje compuesto de 20 cm de hierro interno y 50 cm de agua externa.**

Este caso produce una atenuación de neutrones y fotones en la parte interna, especialmente de los segundos. El efecto del blindaje que proporciona viene de la capacidad que presenta el hierro interno para reducir la energía de los neutrones, de tal manera que los fotones producidos han de atravesar aún una capa de 50 cm de agua antes de llegar al hormigón de la sala.

La figura 87 muestra los valores máximos de dosis en la pared externa de hormigón de la sala del acelerador y el BD en las zonas denominadas anteriormente como A, B, C y D.



**Figura 87 Tasa de dosis en la superficie externa de la sala del acelerador. Caso de material pesado interno**

Esta configuración de blindaje presenta un peso total en torno a 18 Tm, y es especialmente problemático debido al alto flujo neutrónico al que se ve sometido el hierro, y los problemas de generación de Co60 que pueden presentarse.

**Blindaje compuesto de 50 cm de agua interna y 20 cm de hierro externo.**

Este caso es complementario del anterior, y muestra el efecto de un material denso en la parte externa del blindaje donde los neutrones no han sido moderados tan efectivamente como en el caso anterior.

La figura 88 muestra los valores de dosis en las zonas problemáticas comentadas. Como puede apreciarse, se ha producido una reducción significativa de la dosis máxima respecto del caso anterior en las zonas C y D.

La masa de blindaje de esta configuración es de aproximadamente 35 Tm.

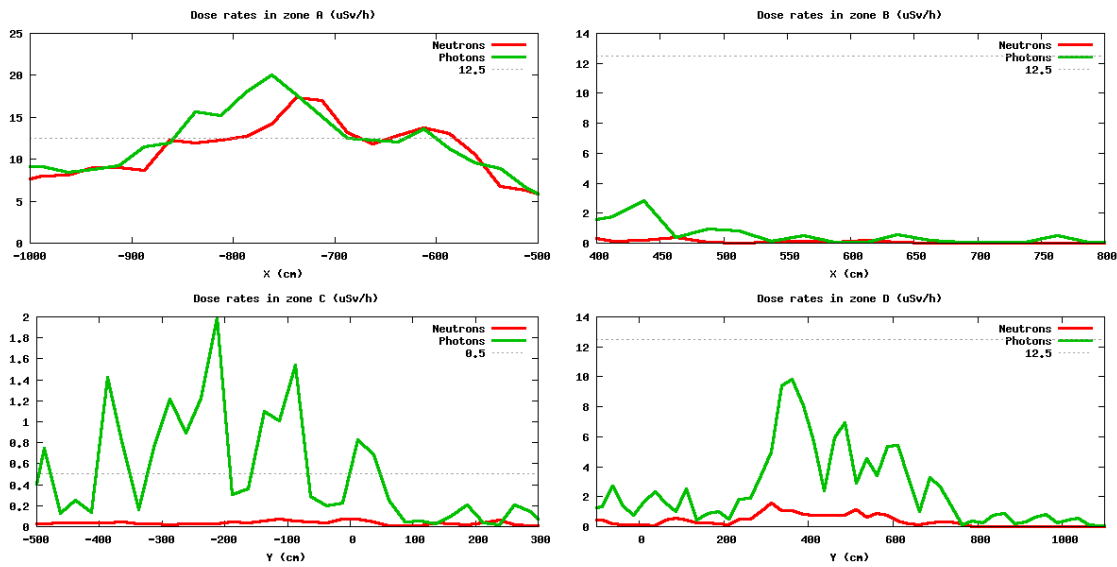


Figura 88 Tasa de dosis en la superficie externa del acelerator vault. Caso de material pesado externo

***Blindaje compuesto de 20 cm de hierro interno, 30 cm de agua intermedia y 20 cm de hierro externo.***

Este caso combina los efectos de atenuación de los campos de neutrones y fotones. Como se puede apreciar en la figura 89, no se obtiene una mejora significativa respecto del caso anterior de 50 cm de agua interna y 20 cm de hierro externo, pero se presenta el problema mencionado de la posibilidad de la formación de Co-60 debido al hierro interno, el cual estará sometido a un alto flujo neutrónico.

Esta configuración presenta una masa total en torno a 45 Tm.

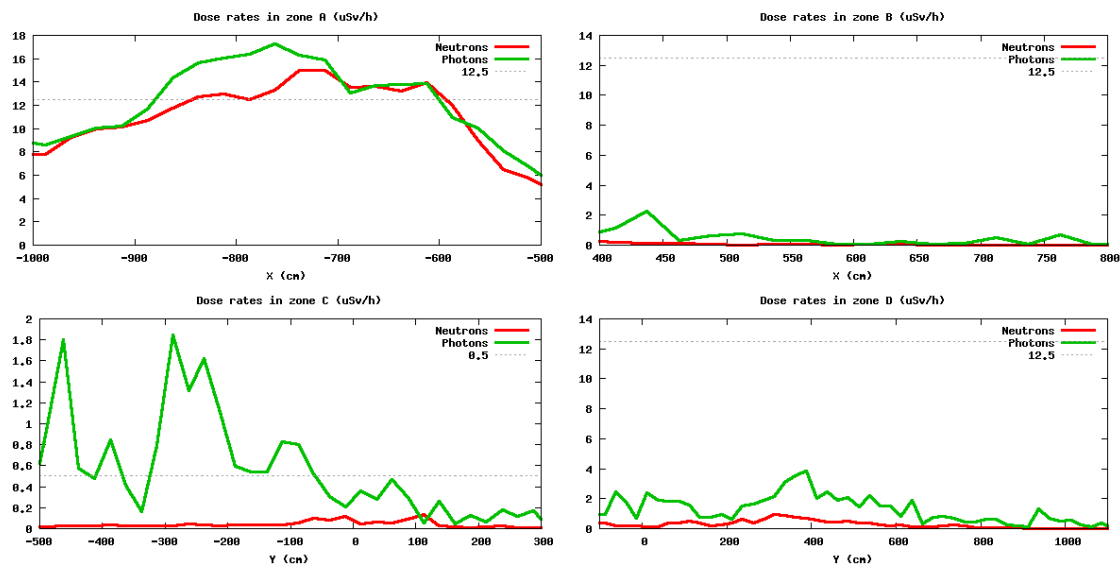


Figura 89 Tasa de dosis en la superficie externa del acelerator vault. Caso combinado de material pesado interno y externo

### Configuración de blindaje seleccionada

A la vista de las dosis en fase de funcionamiento obtenidas en las zonas críticas, se selecciona la opción de blindaje compuesta por 50 cm de agua interna y 20 cm de hierro externo. La mayor efectividad de este blindaje respecto de las otras opciones evaluadas se explica en dos pasos. Por un lado, el agua interna produce fundamentalmente capturas neutrónicas del tipo  $(n, \gamma)$ . Por otro lado, gran parte de los fotones generados en el primer paso son absorbidos por la capa de hierro externa.

#### 7.5.2.2.3 Optimización del modelo de blindaje elegido

En este apartado se procederá a la optimización del modelo de partida elegido para el blindaje del BS, el cual consiste en 50 cm de agua interna y 20 cm de hierro externo.

La primera medida de optimización consiste en la adición de un suplemento de 5 cm de hierro externo a fin de tratar de reducir las dosis debidas a fotones en la zona C. De esta manera, se comprueba que se cumple con los límites de dosis en las zonas B, C y D.

Un factor importante a tener en cuenta es la necesidad de poder tener acceso a la zona frontal del BD para labores de mantenimiento e inspección en la fase de puesta en marcha de la instalación. Por ello, el blindaje de 50 cm de agua y 25 cm de hierro elegido habrá de ser rediseñado en su parte frontal para permitir dicho acceso.

La solución adoptada ha sido la de eliminar el agua de la parte lateral-frontal tal y como se observa en la figura 90. El blindaje de hierro de esa zona está constituido por piezas independientes al resto de blindaje de hierro, de tal manera que pueden ser extraídas para permitir el acceso en esta zona.

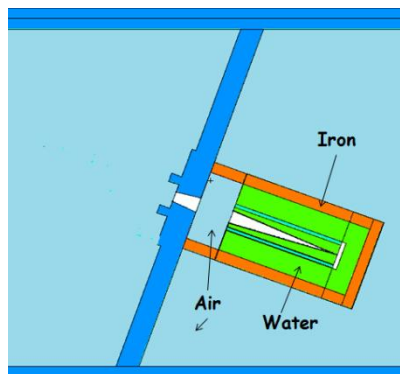


Figura 90 Eliminación del agua de blindaje lateral en la parte frontal

Esta configuración, una vez eliminado el agua frontal para permitir el acceso a la parte frontal del blindaje, hace que las dosis en la pared sur aumenten, todavía por debajo del límite permitido, pero el aumento que se produce en la pared este provoca que se sobrepase el límite en dicha zona. Los mapas de dosis debidos a fotones y neutrones en ambas dos zonas se muestran en la figura 91.

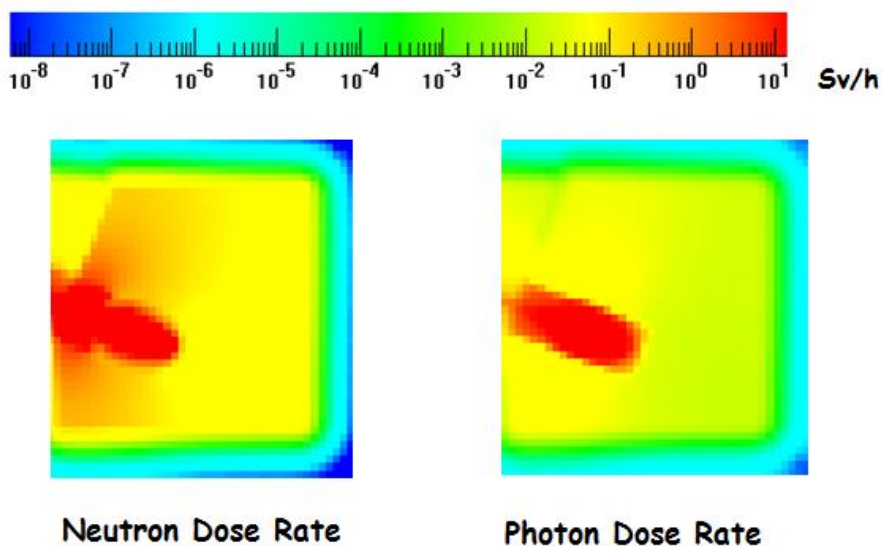


Figura 91 Dosis lateral tras la eliminación del agua frontal-lateral de blindaje

Se observa que gran parte flujo neutrónico en la zona frontal-lateral del blindaje escapa lateralmente, siendo el causante del aumento de dosis señalado. Es por tanto esta zona la que debe ser rediseñada teniendo esto en cuenta.

Se ha considerado un blindaje extraíble en forma de capa interna al hierro para cumplir este fin. El material considerado es polietileno, y los resultados de dosis máxima obtenida en el exterior de las paredes sur y este para distintas configuraciones se muestra en la tabla 33.

**Tabla 33 Sensibilidad de la dosis en las paredes sur y este respecto del espesor de polietileno de blindaje frontal-lateral**

<b>Dosis máxima en la superficie externa (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>	<b>Capa de polietileno de 30 cm</b>	<b>Capa de polietileno de 50 cm</b>	<b>Sin polietileno</b>
<b>Pared Sur</b>	2	2	7
<b>Pared Este</b>	0.3	0.3	0.9

La tabla 33 ofrece dos conclusiones importantes. Por un lado, el efecto del polietileno ayuda a disminuir la dosis en el muro sur, pero además baja el valor máximo de dosis en el muro este por debajo del límite para el público. Por otro lado, un aumento del espesor de polietileno por encima de los 30 cm no produce una disminución adicional del valor máximo de dosis.

Por lo tanto, se considera el empleo en la zona frontal del blindaje de 30 cm de polietileno como sustituto de los 50 cm de agua inicialmente considerados.

Respecto de la parte trasera de hierro del blindaje del BS, se ha analizado también el impacto de su espesor en la dosis máxima obtenida en la pared este, a fin de analizar si dicho espesor es susceptible de ser reducido.

La tabla 34 muestra las dosis máximas obtenidas en la pared este en función del espesor de hierro utilizado en la parte trasera del blindaje.

Tabla 34 Sensibilidad de la dosis en la pared este respecto del espesor de hierro de blindaje trasero

Espesor de hierro (cm)	Pared este. Dosis máxima en la superficie externa ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Contribución de los fotones a la dosis (%)
15	0.80	95
20	0.40	91
25	0.26	89

De los resultados obtenidos se concluye que la reducción del espesor de hierro de la parte trasera del blindaje no es posible ya que se sobrepasa el límite de dosis de la zona este ( $0.5 \mu\text{Sv/h}$ ).

Con las modificaciones introducidas, el blindaje resultante del BS se muestra en la figura 95.

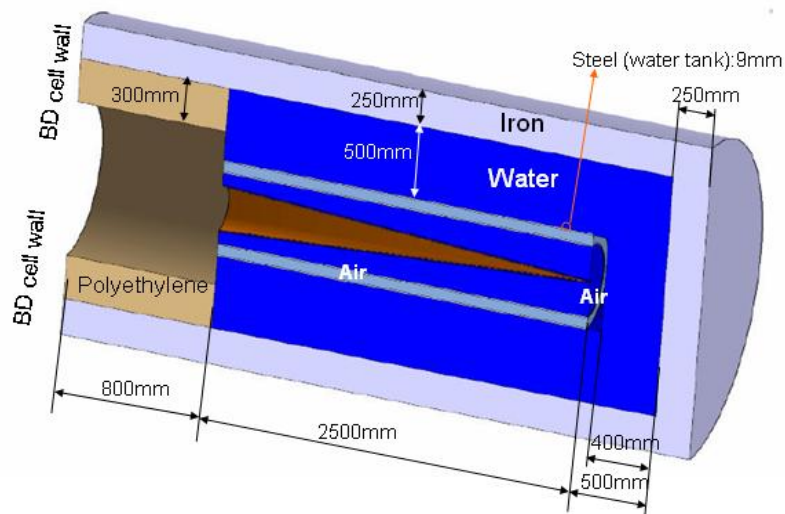


Figura 92 Configuración del blindaje del Beam Dump

En la figura 92 se muestran además el cartucho del sistema de refrigeración y el diámetro mínimo necesario del hormigón para la entrada del haz (23.4 cm), ya abierto por los cuadrupolos de la línea de alta energía del acelerador, en el BD.

No obstante de las mejoras realizadas en el diseño del blindaje del BD, se pueden citar como no resueltos los siguientes problemas:



- Durante la operación del acelerador, una amplia zona de la sala estará expuesta a altos flujos neutrónicos, produciéndose por lo tanto una elevada activación de los materiales presentes que imposibilitará el mantenimiento manual del acelerador debido a las dosis residuales.
- Tal y como se demostró anteriormente, el flujo neutrónico que alcanza la pared norte (zona A) produce dosis en funcionamiento al otro lado de la pared incompatibles con los límites fijados para trabajadores profesionalmente expuestos.

Paras resolver estos problemas, se propone la introducción de un nuevo elemento en la geometría de la sala: una pequeña sala de paredes de hormigón, denominada sala de diagnósticos, localizada justo antes de la entrada del haz en el BD, tal y como se muestra en la figura 93. En la misma figura se muestran los últimos cuadrupolos de la línea de alta energía del acelerador y el dipolo responsable del giro del haz.

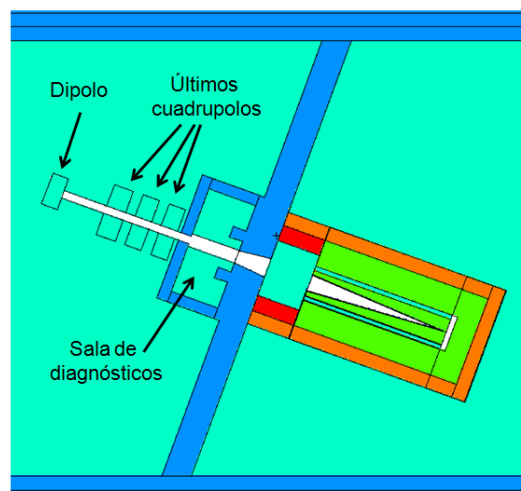


Figura 93 Detalle de la sala de diagnósticos

La sala de diagnósticos, situada entre el último cuadrupolo de la línea de alta energía del acelerador y la pared frontal de entrada al BD, tiene dos propósitos principales:

- Su pared perpendicular a la línea del acelerador colima los neutrones que escapan durante la fase de funcionamiento hacia la pared norte.
- Sus paredes laterales reducen la radiación de neutrones y fotones que escaparían en dicha zona si no existieran tales paredes, quedando confinada de esta manera la radiación en una zona más pequeña.

Esta pequeña sala, consta de paredes de 20 cm de espesor y 3 metros de alto, todas ellas de hormigón de la misma composición que las paredes de la sala en que se ubica la instalación. El ancho de esta sala, dimensión perpendicular al eje del haz, se ha fijado en 2 metros.

La figura 94 muestra el efecto de la existencia de la sala de diagnósticos en la parte de la línea del acelerador. Se aprecia claramente el efecto indicado de la contención del flujo neutrónico en una zona más reducida lo cual repercutirá además en una menor activación de los componentes de la sala, tema que será tratado en los apartados dedicados a la activación y dosis residual.

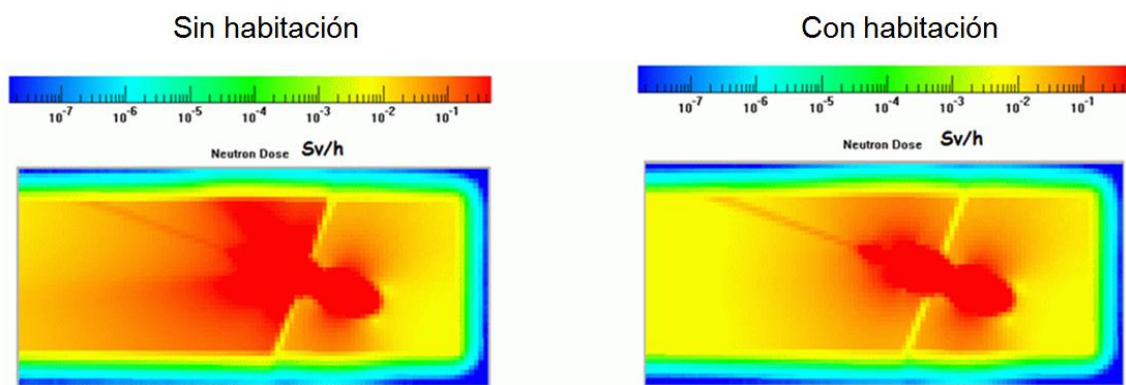


Figura 94 Efecto de la sala de diagnósticos en la dosis en funcionamiento por neutrones

Por otra parte, se ha conseguido reducir el valor máximo de la dosis en la pared exterior del muro norte como refleja la figura 95.

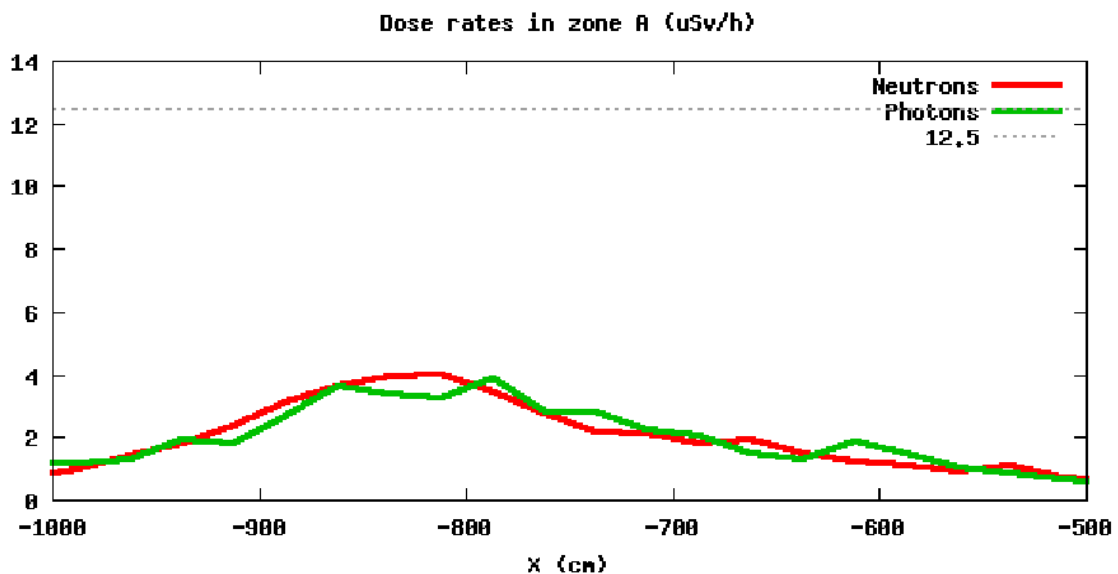


Figura 95 Dosis en el exterior de la pared norte empleando la configuración de la sala de diagnósticos

Con las modificaciones indicadas, el modelo de blindaje propuesto cumple ahora con los límites de dosis en funcionamiento en el exterior de la sala que alberga el acelerador y el BD y tanto para personal profesionalmente expuesto como para el público.

### 7.5.2.3 Configuración final: sustitución de la sala de diagnósticos por el laberinto

En la configuración de blindaje presentada anteriormente se ha sustituido la habitación de diagnósticos diseñada por un laberinto. El hecho de sustituir la configuración anterior por el laberinto radica en que éste último conserva las propiedades de blindaje de la configuración de sala de diagnósticos presentando a su vez ventajas adicionales. Por un lado permite un más fácil acceso para el mantenimiento en la fase de parada de la zona de la línea comprendida entre las dos paredes de blindaje perpendiculares al eje del acelerador (zona comprendida entre los cuadrupolos y la entrada del BD), y de otra parte, al eliminarse las paredes laterales de la habitación de diagnósticos reduce la cantidad de material susceptible de ser activado por un flujo de radiación elevado. Las dimensiones en espesor y altura de las paredes que forman la configuración del laberinto son iguales a las de la configuración de la sala de diagnósticos.

Esta nueva configuración se muestra en la figura 96. Cabe destacar que la sustitución de la sala de diagnósticos por el laberinto no produce ningún efecto de cara a las dosis en fase de funcionamiento.

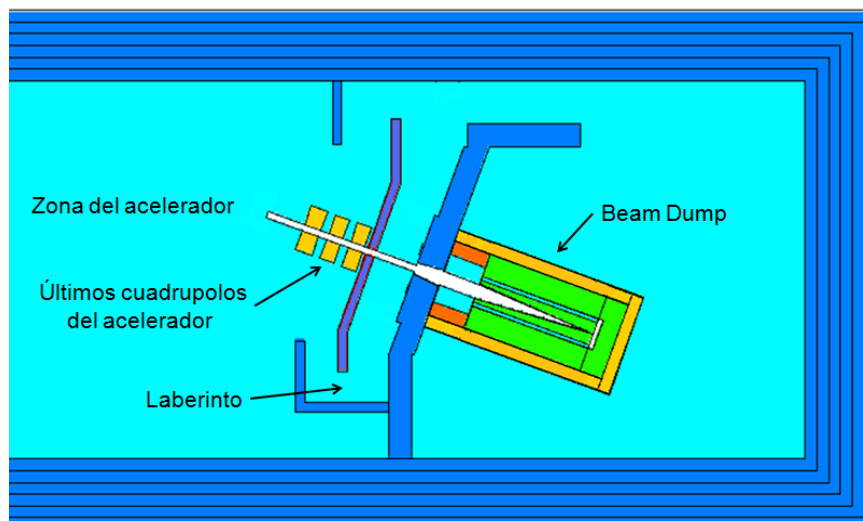


Figura 96 Blindaje del BD. Disposición final de blindajes con laberinto

## 7.6 Cálculos de activación. Dosis residuales tras la parada del acelerador

Los cálculos presentados hasta ahora han servido para definir el blindaje adecuado del BD a fin de cumplir con los requerimientos de dosis para trabajadores profesionalmente expuestos y público en general durante la fase de funcionamiento. En dicha fase, no está previsto en ningún caso el acceso al interior de la sala donde se ubica el acelerador y el BD, con lo cual, los límites de dosis que se han verificado para determinar si el blindaje propuesto es o no adecuado han sido los de aplicación al exterior de dicha sala, en cuyas paredes aledañas se ha comprobado que efectivamente, tanto en el exterior de las paredes norte y sur (zonas ocupadas por personal profesionalmente expuesto; límite aplicable  $12.5 \mu\text{Sv/h}$ ) como en el exterior de las paredes este y oeste (zonas potencialmente ocupadas por el público; límite aplicable  $0.5 \mu\text{Sv/h}$ ) se satisfacen dichos límites.

El segundo requerimiento a cumplir por el blindaje del BD está asociado a las dosis residuales existentes tras la parada del acelerador, fase en la cual las radiaciones responsables de la dosis son las provocadas por la activación de los materiales en la fase de funcionamiento. Como se indicó anteriormente, es requisito de obligado cumplimiento para el diseño del blindaje, que éste permita la entrada de personal en la sala en que se encuentra el acelerador y el BD, tras un tiempo de espera razonable, para realizar labores de mantenimiento de los equipos e instalaciones.

En esta sección se van a mostrar los cálculos realizados para evaluar la factibilidad del mantenimiento manual en el interior de la sala del acelerador y BD tras la parada del acelerador. En primer lugar se determinarán los valores de actividad, inventario isotópico y fuente de fotones residual para todos los materiales activados considerados. Posteriormente se evalúa, tras realizarse el transporte de las fuentes de fotones residuales, el valor de las dosis para cada caso y las repercusiones que se deducen de dichos valores.

Todos los cálculos presentados en lo sucesivo están realizados para un tiempo de irradiación de 6 meses de forma continua (24 horas/día), es decir, 4320 horas de forma ininterrumpida y a plena potencia (125 mA). En principio, el esquema de trabajo empleado de 24 horas/día pudiera resultar diferente respecto del esquema de trabajo finalmente aplicado, si bien se ha consensuado utilizar en esta fase del proyecto este esquema de irradiación conservador. Ciertas implicaciones sobre las variaciones que pudieran resultar de utilizar tiempos de irradiación más cortos serán comentadas en sucesivas secciones.

### **7.6.1 Justificación de los materiales activados tenidos en cuenta**

Durante la fase de funcionamiento, las radiaciones existentes, tanto las primarias, entendiéndose como tal el propio haz, y las secundarias, es decir, las generadas debido a la interacción del haz con los materiales, son susceptibles de activar los materiales existentes en el entorno. De dicha activación surge la dosis residual, debida a la emisión de fotones por parte de los isótopos radiactivos generados.

Los materiales que pueden resultar activados son todos aquellos que están sometidos a flujo de radiación en la fase de funcionamiento. Para evaluar qué materiales pueden resultar activados y por qué tipo de radiación hay que analizar los alcances de las radiaciones, a fin de conocer si en una posición determinada en la que se encuentra un material, interacciona o no con él un tipo de radiación. Por ejemplo, en el caso del haz de deuterones, y dado su corto alcance en el cobre del BS a 9 MeV, todo el haz quedará detenido en dicho material, por lo cual podemos afirmar que la única activación y por tanto dosis residual que puede provocar el haz de deuterones está generada en el cono de cobre del BS. Respecto de las fuentes secundarias generadas, podemos indicar que sólo las debidas a fotones y neutrones son de entidad suficiente como para tener que ser consideradas. En cuanto a los fotones, la baja energía con que son generados, los descarta para ser tenidos en cuenta como radiación que genere activación en nuestra instalación. Otro caso bien distinto es el de la fuente de neutrones generada. Dada la ausencia de carga eléctrica, los neutrones tienen un gran poder de penetración en los materiales, y van a poder activar, en mayor o menor medida, todos los materiales existentes en el entorno del BD: el cono del BS, el hierro, el agua, el hormigón de las paredes, suelo y techo, etc. En la presente Tesis se han tenido en cuenta las contribuciones a la dosis residual debidas a la activación neutrónica de los distintos materiales, tanto del BD como de ciertos elementos del acelerador, paredes, suelo y techo de la sala en que se ubican acelerador y BD.

La activación neutrónica del cono de cobre se encontró como despreciable comparada con la que produce el haz de deuterones. Asimismo, se ha encontrado despreciable la contribución a la dosis residual de la activación de las paredes de 20 cm que conforman el laberinto.

Se han evaluado para la presente Tesis la activación y dosis resultante debidas a la activación por deuterones del cono de cobre del BS, la activación neutrónica del hierro externo del blindaje del BD y la activación neutrónica del blindaje frontal del BD. Además, se ha recopilado la información

relativa a la activación neutrónica tanto de la parte final (HEBT) de la línea del acelerador como del resto de paredes suelo y techo de la sala [López, 2013].

Por lo tanto, las activaciones que se tendrán en cuenta de cara a evaluar la dosis residual en el entorno del BD serán:

- Activación por deuterones del cono de cobre del BS.
- Activación por neutrones del hierro externo del blindaje del BD.
- Activación por neutrones del blindaje frontal del BD.
- Activación por neutrones de la parte final (HEBT) de la línea del acelerador.
- Activación por neutrones de paredes, techo y suelo de la sala.

Una vez determinadas las contribuciones a la dosis residual de cada uno de los elementos y materiales activados señalados, se procederá a determinar la dosis residual total en cada una de las zonas críticas del acelerador. Estas zonas críticas han sido determinadas como las que presentan unas dosis superiores en fase de parada debido a su posición respecto de los materiales activados más importantes.

La figura 97 muestra las posiciones críticas de la sala del acelerador y la sala del BD obtenidas tras el análisis realizado en cálculos preliminares mediante el empleo de mapas de dosis. La zona "A" es la que presenta una dosis residual más elevada en la sala del acelerador, mientras que la zona "B" es la correspondiente a la sala del BD. Los valores de dosis totales, una vez determinadas cada una de las contribuciones parciales, se darán para las localizaciones A y B así como para la zona que existe entre ambas, definida como laberinto.

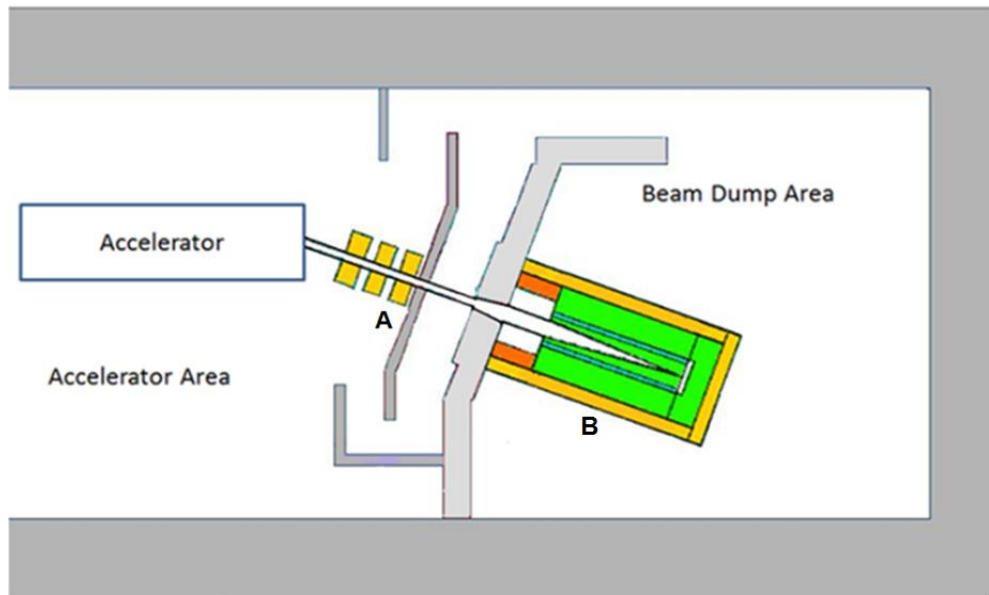


Figura 97 Blindaje del BD. Zonas críticas de cara a la dosis residual en la fase de parada

Se va a considerar un escenario de irradiación continua durante 6 meses, 24 horas al día (4320 horas) en funcionamiento nominal (125 mA). Los tiempos de enfriamiento considerados serán de una hora, un día y una semana, si bien no todos los resultados obtenidos se mostrarán para los tres tiempos mencionados.

El cobre del BS se tomará como elemento puro, dado el gran nivel de pureza obtenido en su fabricación y la baja contribución a la dosis residual de las impurezas que pudiera tener, tal y como se analizó en la sección 7.3.

En cuanto al hierro exterior del blindaje del BD, se va a considerar una presencia de impurezas de 2500 p.p.m. de cobalto natural. Esta consideración tiene en cuenta la presencia típica del cobalto en el hierro [Ortego, 2009] y se ha elegido sólo este elemento de los que habitualmente se suelen encontrar en el hierro por ser el más importante de cara a la activación neutrónica. En cuanto a la cantidad empleada, 2500 p.p.m. es un valor típico conservador, si bien dicho contenido podría rebajarse si fuera necesario mediante las técnicas apropiadas.

## 7.6.2 Activación por deuterones del cono de cobre del Beam Stop

### 7.6.2.1 Planteamiento inicial para la obtención de la fuente de fotones residual

El primer paso consiste en la determinación del flujo de deuterones en el cobre del BS, necesario para obtener la actividad generada en él. El alcance de los deuterones a 9 MeV en cobre es de aproximadamente 132  $\mu\text{m}$ . No obstante, dado el ángulo de interacción con el cono de cobre, que es de entorno a 3.4°, los deuterones penetran en el cono aproximadamente 9  $\mu\text{m}$  de forma perpendicular a la superficie del mismo.

Recordando los datos de la deposición de energía en el BS (figura 68) resulta obvio que no todo el cono recibirá la misma corriente. Por esta razón, se ha procedido inicialmente a dividir el cono en 5 secciones de la misma longitud (50 cm cada una) y se ha calculado el flujo de deuterones en cada una de ellas. Las secciones del cono son nombradas como 1, 2, 3, 4 y 5, donde la primera es la que recibe una menor corriente superficial y la menos cercana al vértice del cono y la 5 la más cercana al vértice del cono.

La tabla 35 muestra los resultados de flujo de deuterones obtenidos en los volúmenes determinados por las 5 secciones consideradas y el alcance de los deuterones en el material.

Tabla 35 Flujo de deuterones en las 5 secciones consideradas

Flujo de deuterones en cada sección del cono ( $\text{d}/\text{cm}^2\text{s}$ )				
Zona 1	Zona 2	Zona 3	Zona 4	Zona 5
$1.54 \cdot 10^{11}$	$3.52 \cdot 10^{12}$	$6.45 \cdot 10^{12}$	$6.01 \cdot 10^{12}$	$4.95 \cdot 10^{12}$

Un primer cálculo de la actividad en cada una de estas zonas nos muestra como isótopos responsables del 99% de la dosis para 1 día de enfriamiento los siguientes: Zn65, Cu64 y Ga66. No obstante, en las zonas de ocupación de los trabajadores, sólo el Zn65 es digno de consideración para los cálculos de transporte debido a que, por la mayor energía de sus fotones de desintegración y a la mayor actividad obtenida para este radioisótopo, su contribución representa la práctica totalidad de la dosis en la zona ocupada por los trabajadores. Las tablas 36 y 37 muestran las fuentes de fotones y los valores de sus energías y fotones por desintegración de los radioisótopos obtenidos, los cuales,



tomados conjuntamente, justifican la única consideración del Zn65 como radioisótopo crítico. El Zn65 se forma por reacción directa mediante la reacción Cu65(d, 2n)Zn65.

La tabla 36 muestra las características de los fotones de desintegración de los radioisótopos indicados.

**Tabla 36 Características de los radioisótopos más importantes producidos debidos a la activación del cono de cobre por deuterones**

<b>Características de la fuente de fotones residual</b>			
	<b>Zn 65</b>	<b>Cu 64</b>	<b>Ga 66</b>
<b>Energía media (MeV)</b>	1.8	0.52	1.19
<b>Fotones /desintegración</b>	0.53	0.36	2.06

La tabla 37 muestra los valores de actividad obtenidos haciéndose uso, como caso conservador, del valor de flujo de la zona 3.

**Tabla 37 Fuente de fotones resultante de la activación del cono de cobre por deuterones. 1 día de enfriamiento**

<b>Valor de la fuente de fotones residual (fotones/s)</b>		
<b>Zn 65</b>	<b>Cu 64</b>	<b>Ga 66</b>
2.35E+13	1.29E+13	1.43E+11

Por consiguiente, en lo sucesivo, en lo que respecta a la activación del cono de cobre por deuterones, se tendrá en cuenta únicamente como radioisótopo generado el Zn65.

### **7.6.2.2 Determinación de la fuente de fotones residual**

En función de las conclusiones derivadas del apartado anterior, en el que se vieron fuertes diferencias de flujo entre las 5 secciones consideradas, es necesario evaluar la actividad generada a lo largo del cono de cobre debida a los deuterones del haz, en un número suficiente de secciones longitudinales del cono a fin de obtenerse una fuente de fotones residuales realista.

Para este fin, se procedió a determinar la actividad generada en 50 secciones longitudinales de 5 cm cada una a lo largo del cono. La elección de este número de zonas se justifica en la sección 7.6.11. de la cual se puede deducir que no se observa una variación apreciable del valor de la dosis en la zonas críticas de la instalación para un número de secciones superior, pero sí al disminuir dicho número de secciones.

La tabla 38 muestra, para 1 día de enfriamiento, el valor de la actividad de Zn65 generada en cada una de las 50 secciones del cono así como el valor total, que es de 2.55E+13 Bq. La fuente de fotones a considerar, teniéndose en cuenta el número de fotones emitidos por cada desintegración de Zn65, de valor 0.53, resulta ser 1.36E+13 fot/s. El sector 1 es el más alejado del vértice del cono, perteneciendo el sector 50 a aquel que contiene dicho vértice.

**Tabla 38 Actividad de Zn65 y fuente de fotones resultante obtenidas en las 50 secciones del cono del BS. 1 día de enfriamiento**

<b>Fuente residual en cada sector</b>		
	<b>Actividad (Bq)</b>	<b>Fuente de fotones (fot/s)</b>
<b>Sector 1</b>	4.81E+08	2.57E+08
<b>Sector 2</b>	8.68E+08	4.64E+08
<b>Sector 3</b>	3.49E+09	1.87E+09
<b>Sector 4</b>	8.84E+09	4.72E+09
<b>Sector 5</b>	2.19E+10	1.17E+10
<b>Sector 6</b>	2.79E+10	1.49E+10
<b>Sector 7</b>	3.61E+10	1.93E+10
<b>Sector 8</b>	6.72E+10	3.59E+10
<b>Sector 9</b>	7.72E+10	4.13E+10
<b>Sector 10</b>	1.88E+11	1.00E+11
<b>Sector 11</b>	2.22E+11	1.19E+11
<b>Sector 12</b>	3.76E+11	2.01E+11
<b>Sector 13</b>	4.58E+11	2.45E+11
<b>Sector 14</b>	6.72E+11	3.59E+11
<b>Sector 15</b>	7.30E+11	3.90E+11
<b>Sector 16</b>	9.60E+11	5.13E+11
<b>Sector 17</b>	9.23E+11	4.93E+11
<b>Sector 18</b>	1.14E+12	6.09E+11
<b>Sector 19</b>	1.06E+12	5.65E+11
<b>Sector 20</b>	1.18E+12	6.29E+11
<b>Sector 21</b>	1.15E+12	6.12E+11

<b>Sector 22</b>	1.12E+12	5.97E+11
<b>Sector 23</b>	1.15E+12	6.14E+11
<b>Sector 24</b>	1.06E+12	5.68E+11
<b>Sector 25</b>	1.07E+12	5.70E+11
<b>Sector 26</b>	1.03E+12	5.48E+11
<b>Sector 27</b>	9.45E+11	5.05E+11
<b>Sector 28</b>	9.53E+11	5.09E+11
<b>Sector 29</b>	8.94E+11	4.78E+11
<b>Sector 30</b>	8.21E+11	4.39E+11
<b>Sector 31</b>	7.94E+11	4.24E+11
<b>Sector 32</b>	7.39E+11	3.95E+11
<b>Sector 33</b>	6.74E+11	3.60E+11
<b>Sector 34</b>	6.27E+11	3.35E+11
<b>Sector 35</b>	5.86E+11	3.13E+11
<b>Sector 36</b>	5.31E+11	2.84E+11
<b>Sector 37</b>	4.79E+11	2.56E+11
<b>Sector 39</b>	4.47E+11	2.39E+11
<b>Sector 40</b>	4.02E+11	2.15E+11
<b>Sector 41</b>	3.55E+11	1.90E+11
<b>Sector 42</b>	3.12E+11	1.67E+11
<b>Sector 43</b>	2.81E+11	1.50E+11
<b>Sector 44</b>	2.41E+11	1.29E+11
<b>Sector 45</b>	2.03E+11	1.09E+11
<b>Sector 46</b>	1.67E+11	8.94E+10
<b>Sector 47</b>	1.33E+11	7.11E+10
<b>Sector 48</b>	1.01E+11	5.42E+10
<b>Sector 49</b>	7.07E+10	3.78E+10
<b>Sector 50</b>	4.17E+10	2.23E+10
<b>Total</b>	2.55E+13	1.36E+13

Para el transporte de la fuente de fotones residual se procedió a dividir el cono del BS en 50 secciones a lo largo de su eje, empleándose por lo tanto 50 fuentes superficiales (dado el reducido alcance de los deuterones en el BS) en la cara interna del cono. La contribución de cada una de las 50 fuentes de fotones residuales a la fuente total viene determinada por los valores parciales mostrados en la tabla 38. Estas 50 fuentes de fotones residuales son entonces transportadas de forma simultánea, a fin de obtener la dosis residual en cualquier zona de la instalación.

El resultado del transporte de la radiación residual en la zona de la sala del acelerador muestra una dosis en dicha zona muy superior a los límites para personal profesionalmente expuesto, varios órdenes de magnitud por encima de los valores límite. Por ello, se ha procedido a diseñar una solución de blindaje específica para la fase de parada que consiste en la colocación de un tapón de plomo en la zona de entrada al BD tal y como se muestra en la figura 98 [García, 2010].

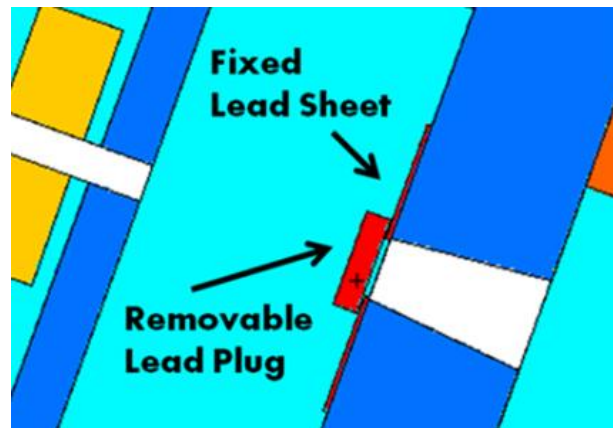


Figura 98 Solución de blindaje para la fase de parada

El blindaje adicional consta de un tapón de plomo situado en fase de parada en la boca de entrada del haz y una corona de plomo fija, presente tanto en fase de parada como en fase de funcionamiento. Con la colocación de este blindaje adicional se pretende que la fuente de radiación residual proveniente del BD no impida el mantenimiento manual de la sala del acelerador.

### 7.6.3 Activación por neutrones del hierro externo del blindaje del BD

En el caso de la activación de la capa externa de hierro del blindaje del BD debida a la fuente de neutrones secundaria, se ha empleado un material de composición realista en cuanto al contenido de impurezas en el que se ha incorporado al hierro original 2500 p.p.m. de cobalto. Hay que indicar que estos cálculos se realizaron con la configuración geométrica que incorporaba la sala de diagnósticos, en lugar del laberinto finalmente seleccionado, si bien este cambio no varía los resultados de activación en la sala del BD. Como se muestra en la figura 99, se han considerado cuatro partes de dicho material a fin de calcular el flujo neutrónico medio en cada una de ellas.

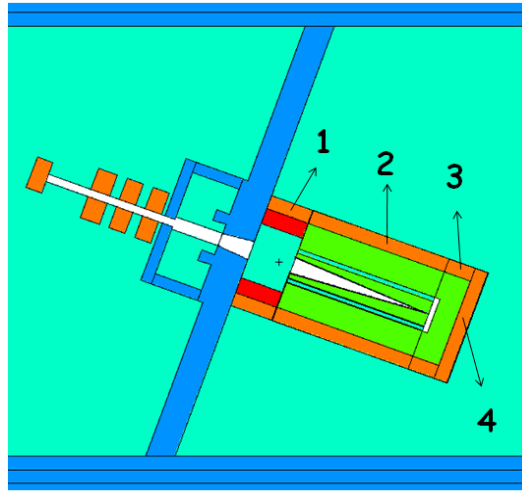


Figura 99 Sectores del blindaje de hierro considerados para los cálculos de activación por neutrones

La tabla 39 muestra los valores del flujo neutrónico medio obtenido en cada una de las 4 sectores seleccionadas empleando el modelo nuclear INCL4 modificado (ver sección 7.5.2.1).

Tabla 39 Valores del flujo neutrónico en cada sector del blindaje de hierro

Sector	Flujo neutrónico (n/cm <sup>2</sup> s)
1	4.0433 10 <sup>5</sup>
2	2.3084 10 <sup>6</sup>
3	1.3233 10 <sup>5</sup>
4	1.1951 10 <sup>5</sup>

Dado que el sector número 2 presenta el valor de flujo neutrónico más elevado, se considerará esta parte del blindaje externo para los cálculos de activación del hierro, calculándose en su superficie la dosis residual. La contribución de la activación de los sectores 1, 3 y 4 a la dosis en el punto medio de la superficie externa del sector 2 se ha comprobado que resulta despreciable respecto del sector considerado.

El procedimiento a seguir para calcular la activación por neutrones del sector 2 consiste en dividir su espesor de 25 cm en 10 capas de igual espesor, 2.5 cm cada una. En cada capa se determina el flujo neutrónico medio. La tabla 40 muestra los valores del flujo en cada capa

obtenidos mediante el empleo, para la generación de la fuente neutrónica, de la librería TENDL2010 y el código MCUNED. La capa 1 es la más interna y cercana al BS, mientras que la capa 10 es la más externa.

**Tabla 40 Valores de flujo neutrónico en las 10 capas consideradas para el cálculo de activación por neutrones**

<b>Celda</b>		<b>Flujo (n/cm<sup>2</sup>s)</b>
<b>(Más interna)</b>	<b>1</b>	1.8163 10 <sup>6</sup>
	<b>2</b>	1.2924 10 <sup>6</sup>
	<b>3</b>	1.0667 10 <sup>6</sup>
	<b>4</b>	9.0808 10 <sup>5</sup>
	<b>5</b>	7.7637 10 <sup>5</sup>
	<b>6</b>	6.6130 10 <sup>5</sup>
	<b>7</b>	5.5870 10 <sup>5</sup>
	<b>8</b>	4.6779 10 <sup>5</sup>
	<b>9</b>	3.8619 10 <sup>5</sup>
<b>(Más externa)</b>	<b>10</b>	3.2679 10 <sup>5</sup>

La diferencia en el flujo entre la capa más interna y la más externa es de casi un orden de magnitud.

Esta metodología consistente en la división del espesor del material en capas finas trata de determinar la activación de una manera más realista que el método tradicionalmente empleado, en el cual se suele calcular el flujo medio en todo el espesor, con lo que la dosis finalmente obtenida en el exterior del blindaje puede estar sobreestimada.

Las tablas 41 a 50 muestran los valores de la actividad para cada uno de los isótopos que contribuyen en su conjunto al 99.9 % de la dosis residual en los puntos críticos de la instalación, referidos a cada capa de hierro del blindaje externo para 1 día de enfriamiento.

Tabla 41 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 1. 1 día de enfriamiento

<b>Capa 1</b>			
<b>Actividad inducida por neutrones.</b>			
<b>Isótopos generados en el hierro externo</b>			
<b>(1 día de enfriamiento)</b>			
<b>Isótopo</b>	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Actividad</b>	1.9867 10 <sup>8</sup>	8.3578 10 <sup>7</sup>	1.6305 10 <sup>8</sup>
<b>(Bq)</b>			

Tabla 42 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 2. 1 día de enfriamiento

<b>Capa 2</b>			
<b>Actividad inducida por neutrones.</b>			
<b>Isótopos generados en el hierro externo</b>			
<b>(1 día de enfriamiento)</b>			
<b>Isótopo</b>	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Actividad</b>	1.4004 10 <sup>8</sup>	2.1323 10 <sup>7</sup>	4.6595 10 <sup>7</sup>
<b>(Bq)</b>			

Tabla 43 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 3. 1 día de enfriamiento

<b>Capa 3</b>			
<b>Actividad inducida por neutrones.</b>			
<b>Isótopos generados en el hierro externo</b>			
<b>(1 día de enfriamiento)</b>			
<b>Isótopo</b>	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Actividad</b>	9.6977 10 <sup>7</sup>	9.0739 10 <sup>6</sup>	2.2648 10 <sup>7</sup>
<b>(Bq)</b>			

Tabla 44 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 4. 1 día de enfriamiento

<b>Capa 4</b>			
<b>Actividad inducida por neutrones.</b>			
<b>Isótopos generados en el hierro externo</b>			
<b>(1 día de enfriamiento)</b>			
<b>Isótopo</b>	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Actividad</b>	6.7127 10 <sup>7</sup>	5.9724 10 <sup>6</sup>	1.5440 10 <sup>7</sup>
<b>(Bq)</b>			

Tabla 45 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 5. 1 día de enfriamiento

<b>Capa 5</b>			
<b>Actividad inducida por neutrones.</b>			
<b>Isótopos generados en el hierro externo</b>			
<b>(1 día de enfriamiento)</b>			
<b>Isótopo</b>	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Actividad</b>	4.6135 10 <sup>7</sup>	4.7585 10 <sup>6</sup>	1.2124 10 <sup>7</sup>
<b>(Bq)</b>			

Tabla 46 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 6. 1 día de enfriamiento

<b>Capa 6</b>			
<b>Actividad inducida por neutrones.</b>			
<b>Isótopos generados en el hierro externo</b>			
<b>(1 día de enfriamiento)</b>			
<b>Isótopo</b>	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Actividad</b>	3.1417 10 <sup>7</sup>	3.9974 10 <sup>6</sup>	1.0030 10 <sup>7</sup>
<b>(Bq)</b>			



Tabla 47 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 7. 1 día de enfriamiento

<b>Capa 7</b>			
<b>Actividad inducida por neutrones.</b>			
<b>Isótopos generados en el hierro externo</b>			
<b>(1 día de enfriamiento)</b>			
<b>Isótopo</b>	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Actividad</b>	2.1475 10 <sup>7</sup>	3.3772 10 <sup>6</sup>	8.3729 10 <sup>6</sup>
<b>(Bq)</b>			

Tabla 48 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 8. 1 día de enfriamiento

<b>Capa 8</b>			
<b>Actividad inducida por neutrones.</b>			
<b>Isótopos generados en el hierro externo</b>			
<b>(1 día de enfriamiento)</b>			
<b>Isótopo</b>	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Actividad</b>	1.4497 10 <sup>7</sup>	2.8667 10 <sup>6</sup>	7.1362 10 <sup>6</sup>
<b>(Bq)</b>			

Tabla 49 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 9. 1 día de enfriamiento

<b>Capa 9</b>			
<b>Actividad inducida por neutrones.</b>			
<b>Isótopos generados en el hierro externo</b>			
<b>(1 día de enfriamiento)</b>			
<b>Isótopo</b>	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Actividad</b>	9.7809 10 <sup>6</sup>	2.6920 10 <sup>6</sup>	6.3010 10 <sup>6</sup>
<b>(Bq)</b>			

Tabla 50 Actividad específica inducida por neutrones en la capa de hierro 10. 1 día de enfriamiento

<b>Capa 10</b>			
<b>Actividad inducida por neutrones.</b>			
<b>Isótopos generados en el hierro externo</b>			
<b>(1 día de enfriamiento)</b>			
<b>Isótopo</b>	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Actividad (Bq)</b>	6.4692 10 <sup>6</sup>	3.5008 10 <sup>6</sup>	7.4498 10 <sup>6</sup>

La tabla 51 muestra las características principales de los fotones emitidos por cada radioisótopo de interés, tal que conjuntamente representan una contribución a la dosis superior al 99 %. Se incluye, como en el caso de los producidos por la activación del cono de cobre por deuterones, la aportación de los fotones de aniquilación.

Tabla 51 Características de los radioisótopos más importantes producidos debidos a la activación del hierro exterior del blindaje por neutrones

<b>Características de la fuente de fotones residual</b>			
	<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
<b>Energía media (MeV)</b>	0.83	1.14	1.25
<b>Fotones /desintegración</b>	0.99	1.04	1.99

De nuevo, haciendo uso del volumen activado y del valor de los fotones emitidos por cada desintegración para cada radio-isótopo se obtiene el valor de la fuente de fotones, multiplicando la actividad por el volumen y por los fotones emitidos por cada desintegración.

La tabla 52 muestra el valor de las fuentes de fotones para cada radioisótopo para 1 día de enfriamiento.

Tabla 52 Fuente de fotones resultante de la activación del hierro del blindaje lateral por neutrones. 1 día de enfriamiento

<b>Valor de la fuente de fotones residual (fotones/s)</b>		
<b>Mn 54</b>	<b>Fe 59</b>	<b>Co 60</b>
2.28E+15	5.82E+14	2.36E+15

Cabe destacar que la inmensa mayoría de la fuente de fotones mostrada en la tabla 52 es emitida mayoritariamente por las capas de hierro más internas, fundamentalmente desde los primeros 5 cm internos del blindaje de hierro sobre un total de 25 cm, con lo cual dichos fotones serán blindados por el resto del hierro antes de llegar al aire de la sala del BD.

#### 7.6.4 Activación por neutrones de la parte final (HEBT) de la línea del acelerador

Se ha recopilado la información relativa a la activación de los 3 últimos cuadrupolos de la línea de alta energía del acelerador [López, 2013] a fin de analizar la contribución de los mismos a la dosis residual en la zona crítica del acelerador (zona “A”).

La localización de los últimos 3 cuadrupolos justo antes de la entrada en el laberinto, así como de los restantes elementos que forman parte de la línea de transporte de alta energía (HEBT) se muestra en la figura 100.

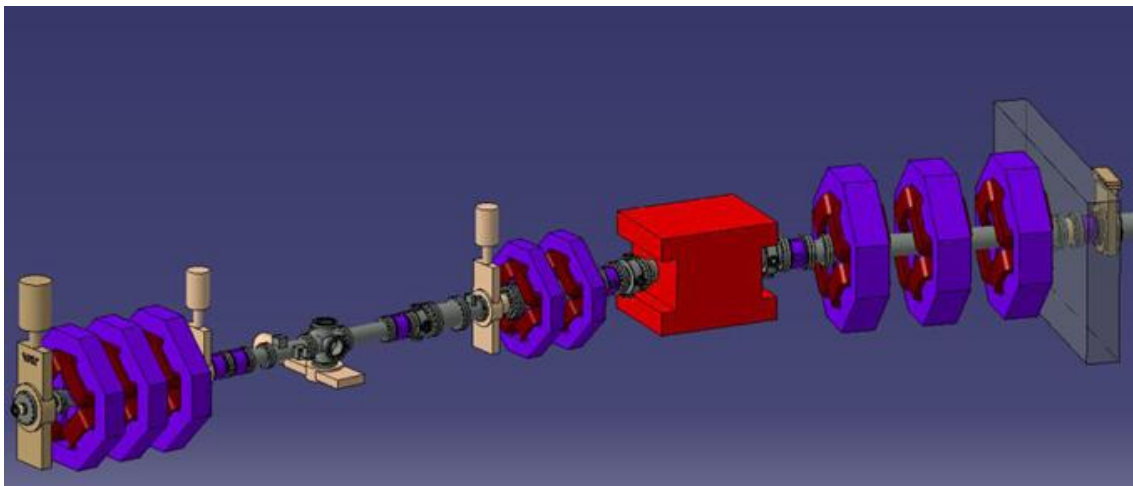


Figura 100 Detalle de la línea de alta energía del acelerador EVEDA. Localización de los 3 últimos cuadrupolos en la parte derecha de la imagen

La geometría utilizada para la simulación de los cuadrupolos a fin de obtener los flujos neutrónicos en estos elementos consistió en 3 cilindros concéntricos. El interior y el exterior de hierro, y el intermedio de cobre, el cual simula las bobinas conductoras.

La tabla 53 muestra la fuente de fotones debida al tercer cuadrupolo (el más cercano a la pared de hormigón del laberinto) para tiempos de enfriamiento de 1 hora, 1 día y 1 semana tras 6 meses de irradiación continua en régimen nominal [López, 2013]. Se muestran las contribuciones de las capas

interna y externa de hierro así como de la de cobre. El volumen de hierro de cada cuadrupolo (suma del interior y el exterior) es de  $1.03 \cdot 10^5 \text{ cm}^3$ , siendo el de cobre de  $2.8 \cdot 10^4 \text{ cm}^3$ .

**Tabla 53 Fuente de fotones resultante de la activación del último cuadrupolo**

	<b>Fuente de fotones (fot/cm<sup>3</sup>/s)</b>		
	<b>Hora</b>	<b>día</b>	<b>semana</b>
<b>Hierro interno</b>	$1.6 \cdot 10^2$	$4.6 \cdot 10^1$	$4.4 \cdot 10^1$
<b>Cobre</b>	$1.5 \cdot 10^1$	$4.4 \cdot 10^0$	$7.3 \cdot 10^{-2}$
<b>Hierro externo</b>	$5.4 \cdot 10^0$	$4.9 \cdot 10^0$	$4.5 \cdot 10^0$

En el hierro, los radioisótopos responsables de la dosis son el Fe59 ( $t_{1/2}=44$  días), Mn54 ( $t_{1/2}=312$  días) y Mn56 ( $t_{1/2}= 2.5$  horas). A una hora de enfriamiento, el Fe59 y el Mn56 son los más importantes de cara a la dosis. Para tiempos superiores, la contribución del Mn56 se hace despreciable.

### **7.6.5 Activación por neutrones de paredes, techo y suelo de la sala**

Se ha recopilado asimismo los resultados de la activación neutrónica de las paredes, suelo y techo de la sala donde se ubica el acelerador y BD [López, 2013]. En el trabajo realizado por [López, 2013] se llevó a cabo una compleja división geométrica de dichos elementos a fin de obtener en cada zona un valor del flujo neutrónico realista para realizar los cálculos de activación. Se realizó una división en el hormigón de paredes, suelo y techo tanto de forma longitudinal respecto de la línea del acelerador, como en profundidad.

Finalmente se ha obtenido una distribución del inventario isotópico en las distintas zonas del hormigón que forma parte de paredes, suelo y techo. El radioisótopo responsable de la dosis debido a la activación de estos elementos es el Na24 ( $t_{1/2}=15$  horas), forma por captura neutrónica a partir del Na23 contenido en el hormigón. Dado su corto periodo de semidesintegración, su contribución a la dosis será despreciable a partir de pocos días de enfriamiento.

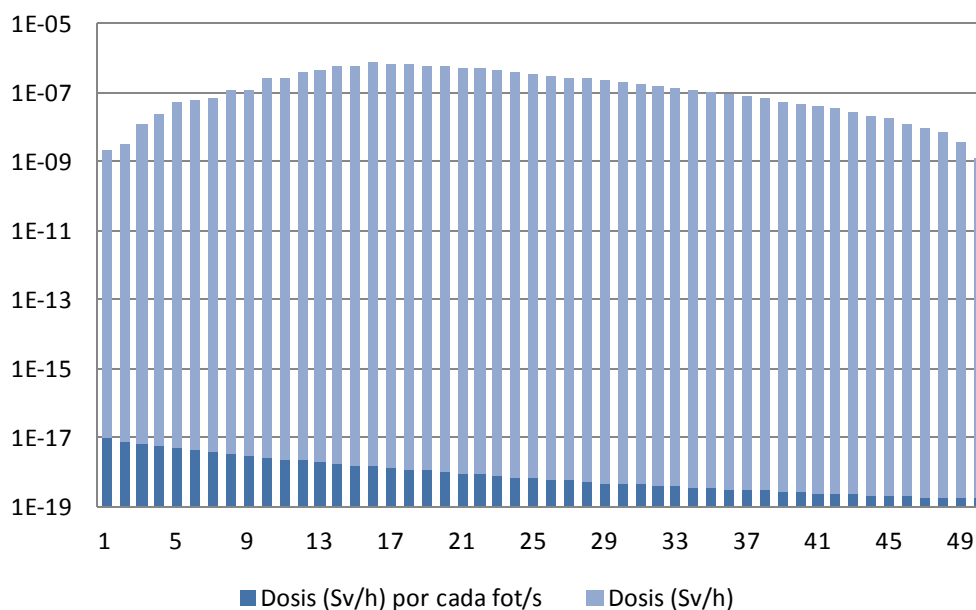
## **7.6.6 Dosis residual en la zona crítica del acelerador debida a la activación del BS: necesidad de blindajes adicionales**

Se han seleccionado unas dimensiones del tapón de plomo a colocar en la fase de parada de 18 cm de radio y 9 cm de espesor. La corona de plomo fija tiene 1.5 cm de espesor y 55 cm de radio externo. El huelgo entre corona y tapón es de 1 cm. Estas dimensiones han sido seleccionadas después de un estudio de optimización en el que se han tenido en cuenta, además de la dosis resultante, factores como el peso y el espacio disponible en el interior del laberinto.

De cara a la obtención de las dosis residuales, se ha procedido a utilizar la fuente de fotones obtenida en el apartado 7.6.3.2 para su transporte con MCNPX. El procedimiento utilizado en líneas generales es, por un lado, el de emplear un mapa de dosis para identificar las zonas críticas, y posteriormente utilizar detectores puntuales para dar un valor de la dosis en dicha zona. En nuestro caso, las zonas críticas se identificaron mediante el empleo de un mallado cúbico cuya arista tiene 15 cm. Los detectores puntuales utilizados poseen un radio cuyo valor seleccionado, de acuerdo a las recomendaciones del manual de MCNPX, es de 0.25 veces el recorrido libre medio de los fotones en la zona considerada.

Las dosis residuales obtenidas tras 6 meses de irradiación continua (125 mA, 9 MeV, 24 horas/día) y 1 día de enfriamiento en las zonas críticas de la sala del acelerador y la sala del BD teniendo en cuenta únicamente la contribución del cono de cobre del BS activado muestra los siguientes valores: i) 5  $\mu\text{Sv/h}$  en la zona crítica del BD (punto "B" de la figura 100) y ii) 12.9  $\mu\text{Sv/h}$  en la zona crítica de la sala del acelerador (punto "A" de la figura 100). Estos valores de dosis son debidos únicamente al  $\text{Zn65}$  producido en el cono del BS por activación del haz de deuterones, y debido a la vida media del  $\text{Zn65}$  ( $t_{1/2}=243$  días), no se contempla una disminución sustancial de la dosis para tiempos de espera razonables.

La figura 101 muestra la contribución de cada uno de los 50 sectores considerados para el transporte de la fuente de fotones residual en la zona crítica de la sala del acelerador (punto "A"). Por un lado, muestra la importancia de cada fot/s emitido desde cada zona del cono y, por otro, pondera la cantidad real de fot/s emitidos por cada zona, la cual viene determinada por la cantidad de  $\text{Zn65}$  producida en cada uno de los 50 sectores considerados.



**Figura 101** Contribución de cada una de las 50 zonas del cono a la dosis residual en el punto crítico del acelerador. 1 día de enfriamiento

Como se observa en la figura 101, la contribución a la dosis de cada fot/s emitido desde el cono decrece con la distancia al punto crítico del acelerador. No obstante, cuando se multiplica en cada zona el valor de la dosis por cada fot/s emitido por el valor de los fot/s reales de cada zona, se observa que las zonas que más contribuyen a la dosis son las de los sectores 10 a 30, lo cual se corresponde con distancias a la boca del cono de 50 a 150 cm.

Hay que destacar, como conclusión del trabajo realizado en la discretización de la fuente, lo importante que es una correcta caracterización de la fuente de fotones residual de cara a la obtención de una dosis residual fiable.

A la vista de los resultados, deben ser analizados dos aspectos principales. De una parte, la dosis residual en la zona crítica del acelerador es superior al límite para mantenimiento manual sin restricciones ( $12.5 \mu\text{Sv/h}$ ). De otro lado, las contribuciones a la dosis de otros elementos activados como los muros, paredes, suelos y elementos del acelerador, deben ser añadidas a los valores mencionados, por lo que la dosis obtenida en dicha zona será todavía mayor.

En la siguiente sección se procede a la optimización del blindaje frontal mediante el empleo de materiales más eficaces respecto de la absorción de fotones: un hormigón de alta contenido en hierro (steel-magnetite) y un hormigón baritado. Hay que indicar que, si bien el hormigón de alto

contenido en hierro no está lo suficientemente extendido como material de construcción, y ha sido desarrollado en investigación como material especial de blindaje, el hormigón baritado está ampliamente empleado como material de blindaje en variadas instalaciones que generan radiaciones ionizantes. Posteriormente se evaluará la activación de estos hormigones de alta densidad.

El hormigón de alta densidad, tanto en el caso del hormigón de alto contenido en hierro como en el del baritado, se colocará en la pared de 60 cm en la zona de rojo de la figura 102 sustituyendo al hormigón primitivo. Dicho material nuevo tiene forma de corona cilíndrica cuyo radio mayor coincide con el radio externo del tanque del blindaje del BD y cuyo radio menor es igual al radio del tubo del acelerador en la zona que atraviesa el hormigón.

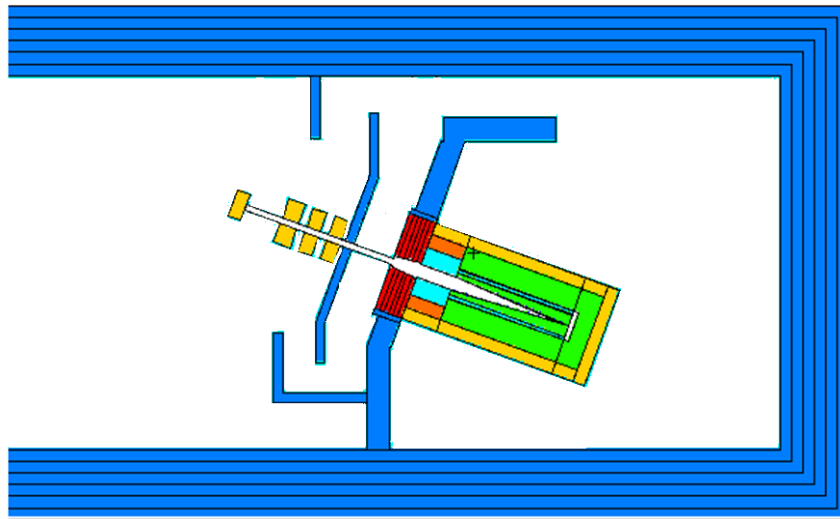


Figura 102 Situación del hormigón de alta densidad en el blindaje frontal del BD (en color rojo)

Las secciones siguientes muestran los cálculos de dosis residual debidos a la activación del cono de cobre del BS obtenidos en el punto crítico de la sala del acelerador mediante el empleo de estos nuevos hormigones de blindaje.

#### **7.6.6.1 Evaluación de la dosis en la zona crítica del acelerador: hormigón de alto contenido en hierro (steel-magnetite)**

La composición del hormigón “steel-magnetite” se muestra en la tabla 54 [Bashter, 1997]. La densidad de este material es de  $5.11 \text{ g/cm}^3$ .

Tabla 54 Composición del hormigón "steel-magnetite" (% peso)

<b>Materiales</b>	<b>Elemento</b>		
<b>Cemento Portland</b>	7.55	Hidrógeno	0.51
<b>Magnetita</b>	26.19	Oxígeno	15.70
<b>Chatarra de Hierro</b>	61.73	Magnesio	0.58
<b>Agua</b>	4.53	Aluminio	0.60
		Silicio	2.60
		Fósforo	0.08
		Azufre	0.06
		Calcio	3.95
		Manganeso	0.07
		Hierro	75.73

Por consiguiente, esta solución de blindaje frontal del BD consta de los siguientes componentes: i) pared de hormigón de 60 cm de espesor y 5 metros de altura, con hormigón de alto contenido en hierro y hormigón convencional JAEA, ii) paredes adicionales de hormigón JAEA de 20 cm de espesor y 3 metros de altura y una corona de plomo de 1.5 cm de espesor. Además, se añade en la fase de parada un tapón de plomo tal y como se comentó anteriormente.

Se ha evaluado la dosis residual en el punto crítico de la sala del acelerador debido a los materiales activados del BD. En este punto, la dosis es debida fundamentalmente a: i) los fotones que atraviesan el tapón de plomo pasando a través del agujero en el hormigón por donde entra el haz en el BD ii) los fotones que atraviesan el hormigón de alto contenido en hierro.

Se han analizado diferentes combinaciones en cuanto al espesor y radio del tapón de plomo con el objetivo de optimizar su tamaño. La tabla 55 muestra los valores de dosis residual para distintas configuraciones del tapón de plomo tras 6 meses de irradiación continua a 125 mA 24 horas/día y 1 día de enfriamiento.



**Tabla 55 Dosis residual en el punto crítico de la sala del acelerador. Configuración con hierro de alta densidad. 1 día de enfriamiento**

<b>Radio del tapón de plomo (cm)</b>	<b>Espesor del tapón de plomo (cm)</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
<b>14</b>	6	5.1
	9	3.9
	12	3.9
<b>18</b>	6	1.8
	9	0.8
	12	0.5
<b>22</b>	6	1.5
	9	0.3
	12	0.1

De los resultados se desprende que todas las configuraciones analizadas cumplen con el límite de dosis para personal profesionalmente expuesto ( $12.5 \mu\text{Sv/h}$ ). No obstante, se recuerda aquí que habrá que sumar las contribuciones de otros elementos activados.

### **7.6.6.2 Evaluación de la dosis en la zona crítica del acelerador: hormigón baritado**

El segundo tipo de hormigón de alta densidad evaluado es hormigón baritado. La composición de este hormigón se muestra en la tabla 56 [Acciona, 2009]. La densidad del hormigón es de  $3.54 \text{ g/cm}^3$ . De nuevo, se ha evaluado la dosis residual en el punto crítico de la sala del acelerador debido a los materiales activados del BD.

**Tabla 56 Composición centesimal (% peso) del hormigón baritado**

<b>Si</b>	<b>Al</b>	<b>Fe</b>	<b>Ca</b>	<b>Mg</b>	<b>Na</b>	<b>K</b>	<b>Cl</b>	<b>H</b>	<b>Ba</b>	<b>Sr</b>	<b>S</b>	<b>O</b>
1.687	0.174	0.315	4.104	0.108	0.007	0.032	0.169	0.439	40.097	0.8145	14.808	37.088

El modelo de blindaje analizado consta de los siguientes componentes: i) pared de hormigón de 60 cm de espesor y 5 metros de altura, con hormigón baritado y hormigón convencional JAEA, ii) paredes adicionales de hormigón JAEA de 20 cm de espesor y 3 metros de altura y una corona de

plomo de 1.5 cm de espesor. En la fase de parada, al igual que en el caso del hormigón de alto contenido en hierro, se añade el tapón de plomo.

El valor de la dosis residual tras 6 meses de irradiación continua y 1 día de enfriamiento en la zona crítica del acelerador es de 1.7  $\mu\text{Sv/h}$ .

Estudios similares a los mostrados en la tabla 55 para el caso del hormigón de alto contenido en hierro se llevaron a cabo para el caso presente, no encontrándose diferencias significativas en la dosis en el punto crítico de la sala del acelerador para radios del tapón de plomo superiores a 18 cm o espesores superiores a los 9 cm.

### **7.6.7 Activación de los materiales constituyentes de las soluciones de blindaje adicionales: contribución a la dosis residual en la zona crítica del acelerador**

En esta sección se evalúa la activación de las paredes de hormigón del blindaje frontal del BD determinando la dosis resultante en la zona crítica de la sala del acelerador.

Se han analizado 3 configuraciones diferentes respecto de la composición de las paredes del blindaje frontal del BD: i) todas las paredes son de hormigón convencional JAEA (opción A), ii) hormigón de alto contenido en hierro para la pared frontal (ver figura 105) y hormigón JAEA para el resto de las paredes del blindaje (opción B) y iii) hormigón baritado para la pared frontal (ver figura 105) y hormigón JAEA para el resto de las paredes del blindaje (opción C).

La fuente neutrónica generada durante el funcionamiento del acelerador es la responsable de la activación de dichas paredes. Esta fuente es generada en el BS de cobre al absorber el haz de deuterones. La fuente neutrónica generada a lo largo de las cavidades del acelerador debido a las pérdidas del haz no tienen relevancia en la activación de estas paredes, pero sí en las paredes, techo y suelo de las paredes que conforman la sala donde se ubica el acelerador y BD.

Los 60 cm de hormigón de alta densidad han sido divididos en 6 volúmenes iguales para realizar los cálculos de activación. En el resto de paredes se han realizado divisiones similares a fin de emplear, para la estimación de los inventarios isotópicos, el flujo neutrónico más realista posible en cada zona.

### 7.6.7.1 Activación del hormigón convencional tipo JAEA

La tabla 57 muestra la actividad de los radioisótopos que contribuyen al 99 % de la dosis residual, así como las fuentes de fotones resultantes tras 6 meses de irradiación continua y para 1 hora, 1 día y una semana de enfriamiento.

Tabla 57 Actividad y fuente de fotones residual. Opción A

	Tiempo de enfriamiento		
	1 hora	1 día	1 semana
Actividad (Bq)	1.76E+11	6.07E+10	4.46E+8
Fuente de fotones (f/s)	3.69E+11	1.27E+11	6.14E+8

La contribución a la dosis residual en la zona crítica de la sala del acelerador se muestra en la tabla 58.

Tabla 58 Tasa de dosis residual ( $\mu\text{Sv/h}$ ) en la zona crítica de la sala del acelerador. Opción A

Tasa de dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Tiempo de enfriamiento	
	1 día	1 semana
	540	1.7

El radioisotopo crítico en el caso del hormigón convencional JAEA es el Na24 ( $t_{1/2}=14.96$  h).

Como se muestra en la tabla 58, el propio hormigón convencional que forma las paredes del blindaje frontal impide por sí solo el mantenimiento manual sin restricciones tras 1 día de enfriamiento, siendo necesario un tiempo de enfriamiento de varios días.

### 7.6.7.2 Activación del hormigón de alto contenido en hierro

La tabla 59 muestra los valores del flujo neutrónico empleados en los cálculos de activación para el hormigón de alto contenido en hierro. La celda "1" es la más cercana al cono del BS.

Tabla 59 Flujos neutrónicos en las celdas empleadas en el hormigón de alto contenido en hierro para los cálculos de activación

Celda	Flujo neutrónico (n/cm <sup>2</sup> s)
1	3.88 E+8
2	1.51 E+8
3	7.32 E+7
4	4.75 E+7
5	3.70 E+7
6	3.50 E+7

La tabla 60 muestra los resultados de los cálculos de activación: isótopos críticos y valores de actividad tras 1 día de enfriamiento.

Tabla 60 Actividad de los isótopos críticos en la activación del hormigón de alto contenido en hierro (Bq). 1 día de enfriamiento.

**Opción B**

Celda	Mn 54	Mn 56	Fe 59	Total
1	7.50E+08	1.73E+07	2.84E+09	3.61E+09
2	8.52E+08	1.78E+07	2.90E+09	3.77E+09
3	1.09E+09	2.35E+07	3.80E+09	4.91E+09
4	1.68E+09	3.62E+07	5.86E+09	7.57E+09
5	3.81E+09	7.26E+07	1.17E+10	1.56E+10
6	1.12E+10	2.40E+08	3.82E+10	4.97E+10
<b>Total</b>	1.94E+10	4.08E+08	6.53E+10	8.51E+10

Finalmente, la tabla 61 muestra las fuentes de fotones residuales tras 1 día de enfriamiento.

Tabla 61 Fuente de fotones e isótopos críticos (fot/s). 1 día de enfriamiento. Opción B

	Mn 54	Mn 56	Fe 59
<b>Fuente de fotones (fot/s)</b>	1.94E+10	5.83E+08	6.79E+10

Una vez transportadas las fuentes de fotones residuales, la dosis en el punto crítico de la sala del acelerador debido a la activación del hormigón de alto contenido en hierro es de 70 µSv/h, dosis debida principalmente al Fe59 y Mn54. Dado el elevado periodo de semi-desintegración de los

isótopos críticos: Mn 54, 312.2 días; Fe 59, 44.51 días, se concluye que no es esperable una reducción significativa de dicho valor de dosis para tiempos de enfriamiento razonables.

### 7.6.7.3 Activación del hormigón baritado

Respecto de la activación del hormigón baritado, la tabla 62 muestra la actividad de los radioisótopos que contribuyen al 99% de la dosis en el punto crítico de la sala del acelerador así como las fuentes de fotones tras 6 meses de irradiación continua y 1 hora, 1 día y una semana de enfriamiento.

Tabla 62 Actividad y fuente de fotones debido a la activación del hormigón baritado en la zona crítica de la sala del acelerador.

Opción C

	Tiempo de enfriamiento		
	1 hora	1 día	1 semana
<b>Actividad (Bq)</b>	3.02E+11	4.19E+10	2.53E+10
<b>Fuente de fotones (p/s)</b>	1.57E+11	5.87E+10	3.13E+10

La contribución de las paredes de hormigón baritado a la dosis residual en la zona crítica de la sala del acelerador se muestra en la tabla 63.

Tabla 63 Tasa de dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ ) en la zona crítica de la sala del acelerador. Opción C

Tasa de dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Tiempo de enfriamiento	
	1 día	1 semana
	300	2

El radioisótopo crítico en este caso es el Ba131 ( $t_{1/2}=11.7$  días), presente en el hormigón baritado y de nuevo el Na24 ( $t_{1/2}=14.96$  horas) presente en el hormigón convencional del resto de las paredes del blindaje frontal. Son menos importantes el Ba133 ( $t_{1/2}=10.53$  años) y el Ba139 ( $t_{1/2}=82.7$  minutos), siendo este último el más importante para tiempos de enfriamiento inferiores a 1 hora.

Tal y como se mostraba en la tabla 63 el mantenimiento manual sin restricciones en la sala del acelerador es de nuevo inviable para 1 día de enfriamiento debido a la activación del hormigón baritado.

### **7.6.8 Resultados finales: suma de las contribuciones a la dosis y elección del blindaje final**

En esta sección se analiza la dosis resultante en los puntos críticos del entorno del acelerador y BD obtenidos al sumar todas las contribuciones calculadas anteriormente. Las zonas críticas donde se va a evaluar la dosis residual son: zona “A” (zona crítica de la sala del acelerador), zona “B” (zona crítica de la sala del BD) y la zona comprendida en el interior del laberinto, a fin de analizar la factibilidad del mantenimiento manual de los componentes que se encuentran en el interior del mismo.

Los casos analizados son: i) caso con hormigón convencional JAEA en todas las paredes, además de tapón y corona de plomo, al que llamaremos “caso 1”, ii) hormigón de alto contenido en hierro en la pared frontal, resto de la pared y paredes de hormigón convencional JAEA además de tapón y corona de plomo, al que llamaremos “caso 2” y iii) hormigón baritado en la pared frontal, resto de la pared y paredes de hormigón convencional JAEA además de tapón y corona de plomo, al que llamaremos “caso 3”. Las dimensiones del tapón cilíndrico de plomo son 18 cm de radio y 9 cm de espesor; en cuanto a la corona de plomo tiene un radio exterior de 55 cm y un espesor de 1.5 cm.

#### **7.6.8.1 Implicaciones en la zona crítica de la sala del acelerador**

Una vez obtenidas las contribuciones a las dosis residuales de todos los componentes activados, la tabla 64 muestra la evolución de la dosis en la zona crítica del acelerador con el tiempo de enfriamiento para dichos materiales activados.

La contribución 1 supone la activación neutrónica de los 3 últimos cuadrupolos. La contribución número 2 supone la activación de las paredes, suelos y techos de hormigón convencional sin tenerse en cuenta la pared de blindaje adicional perpendicular al eje del BD (pared frontal). Las contribuciones 3, 4 y 5 suponen los valores de dosis debido a la activación de los distintos hormigones de la pared frontal. Finalmente, las contribuciones 6, 7 y 8 muestran los valores de

dosis en la zona crítica del acelerador debidas a la activación del cono de cobre del BS cuando se colocan los distintos hormigones en la pared frontal.

Tabla 64 Contribución de los materiales activados a la tasa de dosis en la zona crítica de la sala del acelerador

Tiempo de enfriamiento	Tasa de dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ )							
	1 día	2 días	3 días	4 días	5 días	6 días	1 semana	
Cuadrupolos	-	17.6	10.1	8.1	7.5	7.2	7.1	<b>Contribución 1</b>
Hormigón JAEA (paredes de la sala, suelo y techo)	45	-	-	-	-	-	0.3	<b>Contribución 2</b>
Pared frontal (hormigón baritado)	300	-	36.5	12.9	5.6	2.9	2	<b>Contribución 3</b>
Pared frontal (hormigón "steel- magnetite)	70	70	70	70	70	70	70	<b>Contribución 4</b>
Pared frontal (hormigón JAEA)	540	-	-	-	-	-	1.7	<b>Contribución 5</b>
Activación del BD (hormigón baritado)	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	<b>Contribución 6</b>
Activación del BD (hormigón "steel- magnetite)	0.8	0.8	0.8	0.8	0.8	0.8	0.8	<b>Contribución 7</b>
Activación del BD (hormigón JAEA)	13	13	13	13	13	13	13	<b>Contribución 8</b>

Para los 3 casos analizados, las contribuciones números 1 y 2 son obligadas. Dependiendo del caso, han de añadirse o no varias del resto de contribuciones.

En el caso 1, las dosis se obtienen añadiendo las contribuciones 1, 2, 5 y 8.

En el caso 2, las dosis se obtienen añadiendo las contribuciones 1, 2, 4 y 7.

En el caso 3, las dosis se obtienen añadiendo las contribuciones 1, 2, 3 y 6.

Las tasas de dosis residuales para cada uno de los tres casos analizados se muestran en la tabla 65.

**Tabla 65 Tasa de dosis residual a 1 semana de enfriamiento en la zona crítica de la sala del acelerador para los tres casos analizados.**

<b>Tasa de dosis (<math>\mu\text{Sv/h}</math>). 1 semana de enfriamiento</b>			
<b>Caso</b>	<b>Caso 1</b>	<b>Caso 2</b>	<b>Caso 3</b>
	22.1	78.2	11.1

La única configuración que cumple con el límite de mantenimiento manual sin restricciones tras 1 semana de enfriamiento es el caso 3. Esta configuración es la correspondiente al empleo de hormigón baritado en la parte frontal de la pared de blindaje frontal de hormigón.

Hay que indicar que, si bien el caso 1 provoca dosis superiores al límite para una semana de enfriamiento en la zona crítica del acelerador, el valor obtenido, 22.1  $\mu\text{Sv/h}$ , está lo suficientemente próximo al valor límite de 12.5  $\mu\text{Sv/h}$  como para poder considerarse una permanencia máxima de los trabajadores inferior a la totalidad de su jornada laboral de 8 horas, es decir, de  $(12.5/22.1) \times 8$  horas = 4 horas y media. En este caso 1, el límite de dosis se sobrepasa principalmente por el inadecuado comportamiento como blindaje del hormigón convencional de la pared frontal, para blindar la fuente de fotones procedente del BS. Asimismo, y dado el periodo de semi-desintegración del  $\text{Zn}65$  (único responsable de la dosis residual procedente del BS) que es de 243 días, para tiempos de funcionamiento del acelerador sensiblemente inferiores al tiempo de irradiación utilizado se obtendrían valores de dosis inferiores, ya que la producción de  $\text{Zn}65$  no se satura, y la cantidad presente del mismo depende del tiempo de irradiación.



En cuanto al caso que emplea hormigón de alto contenido en hierro, caso 2, los elevados valores de dosis obtenidos invalidan el empleo de este material como sustitutivo del hormigón convencional en la pared perpendicular al eje del BD. El elevado valor de la dosis obtenida se debe casi completamente a la activación neutrónica del propio material, debido principalmente a la aparición del Fe59 ( $t_{1/2} = 44.51$  días) y el Mn54 ( $t_{1/2} = 312.2$  días). Los elevados periodos de semi-desintegración de ambos dos radioisótopos hacen inviable la reducción de la dosis a valores aceptables en tiempos de espera razonables.

### 7.6.8.2 Implicaciones en la zona crítica de la sala del BD

La tabla 66 muestra las dosis residuales en la zona crítica de la sala del BD (zona “B”).

Tabla 66 Tasa de dosis resultante en la zona crítica de la sala del BD

Tiempo de enfriamiento	Tasa de dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ )		
	1 día	1 semana	
	110	6	Caso 1
	395	339	Caso 2
	80	5	Caso 3

De los resultados se concluye que los casos que emplean hormigón convencional JAEA o bien hormigón baritado cumplen con el límite de dosis para mantenimiento manual sin restricciones. El caso 2, que emplea hormigón de alto contenido en hierro, no cumple con el límite de dosis perseguido a 1 semana de enfriamiento y no se espera una reducción de dosis significativa para tiempos de espera razonables debido a los periodos de semi-desintegración de los radioisótopos críticos generados: Mn 54, 312.2 días; Fe 59, 44.51 días.

### 7.6.8.3 Implicaciones en el interior del laberinto

Con respecto a las implicaciones de radioprotección en el interior del laberinto, la tabla 67 muestra los valores de tasa de dosis obtenidos en la zona crítica del mismo, junto al tubo del acelerador. El valor de dosis perseguido en esta zona es  $250 \mu\text{Sv/h}$  [Brañas, 2010], ya que debido a las altas radiaciones existentes en esta zona se espera poder realizar labores de mantenimiento manual aun cuando sean con restricciones temporales de permanencia en dicha zona. A 1 semana de enfriamiento, los casos 1 y 3 cumplen con el requerimiento de dosis.

Tabla 67 Tasa de dosis en la zona crítica del laberinto

Tiempo de enfriamiento	Tasa de dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ )			
	1 día	4 días	1 semana	
	2200	300	200	<b>Caso 1</b>
	648		565	<b>Caso 2</b>
	980	200	170	<b>Caso 3</b>

A 1 día de enfriamiento, las dosis dentro del laberinto son debidas fundamentalmente a la activación de las paredes del blindaje frontal del BD (hormigón baritado, de alto contenido en hierro o convencional JAEA), pero para tiempos de enfriamiento superiores a los 3 días, la dosis residual es fundamentalmente debida a la activación por deuterones del cono de cobre del BS. A este tiempo de enfriamiento la contribución de las paredes exteriores, suelo y techo es despreciable [López, 2013].

#### 7.6.8.4 Blindaje final seleccionado

A la vista de los valores de dosis obtenidos, tanto en la zona crítica del acelerador, como en el interior del laberinto, como en la zona crítica de la sala del BD, el blindaje propuesto en la presente Tesis para el prototipo de acelerador LIPAC es el correspondiente al caso 3.

Este blindaje consta de hormigón convencional salvo en la parte frontal del blindaje, tal y como se ve en la figura 105. El blindaje cumple con los límites de dosis para trabajadores sin restricciones tras una semana de enfriamiento y tanto en la zona crítica del acelerador ( $11.1 \mu\text{Sv/h}$ ) y zona crítica de la sala del BD ( $5 \mu\text{Sv/h}$ ) en que el límite a aplicar es el de mantenimiento manual sin restricciones, de valor  $12.5 \mu\text{Sv/h}$ , como en el interior del laberinto ( $170 \mu\text{Sv/h}$ ) en que el límite de aplicación es el de mantenimiento manual con restricciones, de valor  $250 \mu\text{Sv/h}$ .

Se considera que los resultados y conclusiones presentados poseen la suficiente fiabilidad. Respecto de los códigos de transporte y datos nucleares utilizados, el capítulo referente a metodología mostró el buen acuerdo con los datos experimentales. La fiabilidad de las secciones eficaces tomadas de la EAF2007 utilizadas en los cálculos de activación, bien sean inducidos por deuterones o neutrones, ha sido comprobada resultando bastante satisfactoria [López, 2013].

### 7.6.9 Análisis de sensibilidad de las dosis residuales en la sala del BD

Los cálculos presentados para la obtención del blindaje final del prototipo de acelerador LIPAC hacen uso de la metodología que se ha justificado en el capítulo 5 como la más adecuada para la evaluación del flujo neutrónico y por lo tanto de todas las magnitudes dependientes del mismo; tal es el caso de la activación inducida por neutrones y las dosis residuales resultantes.

En esta sección se presenta la evaluación de las dosis residuales en el entorno del BD analizándose la sensibilidad de los resultados obtenidos respecto del procedimiento de obtención de la fuente neutrónica utilizada para realizar los cálculos de activación [García, 2011], [García, 2012].

Se van a presentar los resultados de dosis residual obtenidos empleando para el cálculo del flujo neutrónico resultante de la interacción deuterón-cobre tres métodos diferentes: i) haciendo uso de la librería TENDL10 (método empleado en la sección anterior), ii) mediante el modelo nuclear INCL4 de MCNPX y iii) empleando el modelo INCL4 modificado.

Los detalles sobre el modelo INCL4 modificado pueden verse en la sección 7.5.2.1; básicamente, este modelo modificado consiste en eliminar la cola de alta energía del espectro neutrónico del modelo INCL4, la cual es físicamente irreal, manteniendo el número total de neutrones.

La tabla 68 muestra una comparación de los resultados de dosis residual, tras 6 meses de irradiación y 1 día de enfriamiento en la localización “X” de la figura 103.

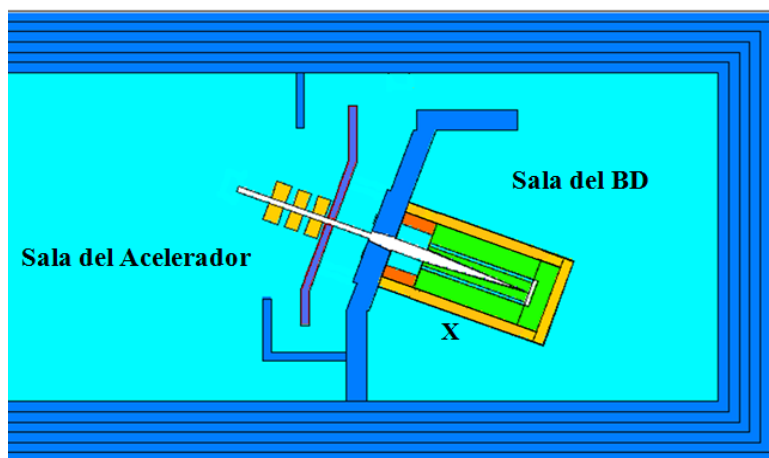


Figura 103 Localización “X”: evaluación de la dosis residual y análisis de sensibilidad

**Tabla 68 Análisis de sensibilidad de la dosis residual en el entorno del BD respecto del método utilizado para calcular el flujo neutrónico**

<b>Método</b>	<b>Tasa de dosis debida a la activación del cono por el haz de deuterones (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>	<b>Tasa de dosis debida a la activación por neutrones del hierro externo (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>	<b>Tasa de dosis total (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
<b>Tendl10</b>	2.1	0.6	2.7
<b>INCL4</b>	2.1	300	302.1
<b>INCL4 modificado</b>	2.1	2.5	4.6

De los resultados de la tabla 68 se desprende que existe una diferencia de dos órdenes de magnitud entre los valores de dosis residual obtenidos. Si se hubiera empleado el modelo INCL4, la conclusión respecto del blindaje hubiera sido que no cumple con los límites de dosis para el mantenimiento manual sin restricciones en la sala del BD.

No obstante, y tal y como se ha justificado en la sección dedicada a la metodología (capítulo 5), el método fiable, que es el que se ha seleccionado para calcular el flujo neutrónico, es el que hace uso de la librería TENDL10, utilizada con el código de transporte MCUNED. La aplicación de estas herramientas computacionales al modelo de blindaje diseñado, muestra que es totalmente compatible con el requerimiento de mantenimiento manual sin restricciones.

El ejemplo presentado quiere recalcar la enorme importancia que tiene una correcta selección de los datos nucleares para evaluar la fuente de neutrones secundaria, responsable en gran medida de las dosis residuales, tanto en la sala del BD como en la del acelerador.

### **7.6.10 Análisis de sensibilidad de las dosis residuales en la sala del Acelerador**

Para la determinación de la dosis residual, se procedió a evaluar, mediante un mapa de dosis, cual eran las zonas críticas, entendiéndose como tal aquellas zonas del interior de la sala del acelerador y BD en las que los niveles de dosis son superiores a los límites aplicables. Posteriormente, una vez determinada la ubicación de estas zonas, se evaluó la dosis residual con el empleo de un detector puntual.

Se ha visto que los valores de las dosis determinados dependen muy sensiblemente de tres variables:

- discretización de la fuente de fotones proveniente de la activación del BS (fuente Zn65)
- tamaño de la malla del mapa de dosis
- radio del detector utilizado

En cuanto a la discretización de la fuente de fotones residual, se procedió a evaluar la dependencia de la dosis con respecto del número de sectores fuente utilizados.

La tabla 69 muestra la variación de la dosis en el punto crítico del acelerador en función del número de sectores que se consideren como fuente de fotones residual. Los valores de dosis están tomados de una malla formada por cubos de arista igual a 6 cm.

**Tabla 69 Dosis en el punto crítico del acelerador en función del número de sectores utilizados para transportar la fuente de fotones residual**

<b>Número de sectores fuente</b>	<b>Dosis en el punto crítico del acelerador (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
<b>1</b>	31.6
<b>5</b>	18
<b>20</b>	15.8
<b>50</b>	15.7
<b>125</b>	15.7

Se observa que el número de sectores considerados para el transporte de la fuente de fotones residual incide sensiblemente en el valor de dosis medido en la zona crítica del acelerador. También se aprecia que no se obtiene variación significativa en el valor de la dosis residual en el punto crítico del acelerador para un número de sectores fuente del cono superior a 20. Por este motivo, se eligió un número de sectores de 50 para los cálculos finales realizados en la presente Tesis, tal y como se definió en la sección 7.6.3.2.

Con respecto del tamaño de la malla, para el caso de una malla rectangular, se obtuvo el valor de dosis en la zona crítica del acelerador para distintos valores de la arista de cada uno de los cubos que componen el mallado.

La tabla 70 muestra, para el caso de 20 sectores fuente, cómo varía la dosis en el punto crítico del acelerador para distintos valores del tamaño de la arista que conforma cada cubo del mallado.

**Tabla 70 Dosis en el punto crítico del acelerador en función del tamaño del mallado utilizado**

<b>Valor de la arista del mallado (cm)</b>	<b>Dosis en el punto crítico del acelerador (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
<b>6</b>	15.7
<b>15</b>	9.6
<b>50</b>	4.3

De nuevo se aprecia una variación sustancial de la dosis cuando se amplía o reduce el tamaño de los cubos que forman la malla que conforma el mapa de dosis.

Los mapas de dosis sirvieron para determinar las zonas críticas de la instalación respecto de los valores de dosis esperables. Igualmente, dichos mapas se utilizaron para obtener valores esperables de las dosis en los puntos críticos. No obstante, los valores presentados de dosis se obtuvieron utilizando detectores puntuales, cuyos valores se ha visto que concuerdan bastante bien con los obtenidos mediante el empleo de mapas de dosis con mallas rectangulares cuya arista tiene un valor de en torno a 10 cm.

El detector puntual consiste en una zona de exclusión esférica para la estimación de la dosis. En cuanto al radio del detector, se ha observado que el valor que se utilice también provoca cierta variación en los valores de dosis obtenidos. El manual de MCNPX recomienda, para la estimación del flujo/dosis en un cierto punto mediante el empleo de detectores puntuales, utilizar esferas cuyo radio oscila entre 1/8 y 1/2 del recorrido libre medio de los fotones en el material en concreto. La tabla 71 muestra los valores de dosis en el punto crítico de la sala del acelerador para distintos valores del recorrido libre medio de los fotones en aire en dicha zona.

**Tabla 71 Dosis en el punto crítico del acelerador en función del radio del detector puntual utilizado en su estimación**

<b>Radio del detector puntual (recorridos libres medios)</b>	<b>Dosis en el punto crítico del acelerador (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
<b>1/8</b>	14.1
<b>1/4</b>	12.9
<b>1/2</b>	11.3

Para el rango de valores del radio del detector puntual recomendados por el manual de MCNPX, se aprecia una variación del valor de la dosis no tan acusada como se obtuvo al modificar otras variables como el tamaño de la malla del mapa de dosis o el número de sectores de la fuente residual.

Para la evaluación final de la dosis residual, se ha elegido un radio del detector de  $1/4$  del recorrido libre medio de los fotones en la zona de medida.

### **7.6.11 Conclusiones**

El BD del prototipo de acelerador de la fase EVEDA necesita de un conjunto de blindajes a fin de que el sistema cumpla con los requerimientos de dosis, tanto en fase de funcionamiento como de parada, en el entorno de la instalación.

Para el diseño de estos blindajes, es necesaria por un lado la correcta identificación y cuantificación de las radiaciones generadas en dicho elemento y, por otro, el análisis de los materiales más adecuados para la atenuación y absorción de dichas radiaciones.

El proceso de diseño del blindaje del BD se ha realizado a través de una serie de fases, partiendo de un modelo inicial simple hasta el desarrollo de un modelo optimizado, y teniéndose en cuenta fundamentalmente la radiación existente. Otros factores tales como el espacio disponible, el peso del conjunto o el contenido de impurezas de los materiales elegidos para formar parte de los blindajes también se tuvieron en consideración.

El modelo de blindaje finalmente propuesto para el BD, cumple con los requerimientos de dosis en funcionamiento para trabajadores profesionalmente expuestos y público y permite asimismo el mantenimiento manual en el interior de la sala del acelerador tras una semana de espera después de la parada del acelerador, tiempo razonable tras seis meses de funcionamiento ininterrumpido a plena potencia.

Se ha realizado además un análisis de sensibilidad de las dosis obtenidas respecto de variables tales como el nivel de discretización en la caracterización de la fuente de fotones residual, el tamaño de la malla utilizada para la determinación de las zonas críticas y el radio del detector utilizado en la estimación de la dosis, de lo cual se desprende la importancia de una correcta selección de estas variables, particularmente del nivel de discretización de la fuente de fotones residual.

## 8 CONCLUSIONES

Para el desarrollo de materiales aptos para formar parte de las estructuras más severamente expuestas a la radiación en los futuros reactores de fusión, dos aspectos son fundamentalmente importantes: que dichos materiales resistan el daño producido por la radiación y que se activen lo menos posible. La instalación IFMIF, actualmente en fase de diseño, tiene como objetivo el cualificar materiales para formar parte de los futuros reactores de fusión.

IFMIF producirá una fuente neutrónica muy intensa, similar a la que se espera en los reactores de fusión, y será capaz de albergar las muestras de materiales candidatos a formar parte de las estructuras de los reactores de fusión de tal manera que se pueda analizar su comportamiento ante la radiación. Esta fuente neutrónica estará generada por reacciones de stripping provocadas por un haz de deuterones de 40 MeV en un blanco de litio.

Previamente a la construcción de IFMIF, es necesario un periodo de validación de la ingeniería pensada para dicha instalación, fase en la que se encuentra el proyecto actualmente, y que se ha venido a denominar fase IFMIF/EVEDA.

Durante la fase IFMIF/EVEDA, se construirán prototipos de las unidades principales de IFMIF para comprobar y validar su correcto funcionamiento. Estas instalaciones están constituidas por un prototipo del acelerador de deuterones (de las mismas características que el de IFMIF, 125 mA, pero de energía máxima 9 MeV, en vez de los 40 MeV previstos para aquél) denominado acelerador LIPAC, el blanco de litio a escala 1:3 y las celdas de irradiación.

La presente Tesis ha estado centrada en ciertos análisis de radioprotección del prototipo del acelerador LIPAC y se ha desarrollado en el marco de la participación española dentro del ASG del proyecto IFMIF/EVEDA. En particular, se han realizado dos tipos de estudios: los dedicados a determinados análisis preliminares de protección radiológica del acelerador y, constituyendo el núcleo central de la Tesis, los referentes al diseño del blindaje del BD.

Durante la fase de funcionamiento del prototipo de acelerador LIPAC, no está prevista la entrada de los trabajadores en el interior del “accelerator vault”, que es la sala que alberga el acelerador y su BD. En esta fase, se ha de cumplir que en las zonas aledañas ocupadas por el personal profesionalmente expuesto, es decir, los edificios aledaños a la sala del acelerador y en el resto instalaciones, la tasa de dosis no supere el límite para trabajadores sin restricciones temporales,



fijado en 12.5  $\mu\text{Sv/h}$ . Asimismo, en las zonas exteriores, de libre acceso al público, las dosis no podrán superar los 0.5  $\mu\text{Sv/h}$ , que es el límite de dosis para el resto de la población.

Después de la parada del acelerador está previsto el mantenimiento manual en el interior de la sala del acelerador y el BD, con lo cual se han de diseñar los blindajes necesarios para que los trabajadores que vayan a realizar dichas tareas, lo hagan de forma segura.

Los análisis realizados respecto del acelerador han tenido como objetivo tener una primera estimación de los niveles de radiación existentes en su entorno, tanto en fase de parada como de funcionamiento, y las implicaciones que de las dosis obtenidas se derivan. Particularmente, se ha querido determinar si la instalación era compatible con los requerimientos de dosis para trabajadores profesionalmente expuestos y para el público en general, tanto en la fase de parada como en la fase de funcionamiento. La normativa aplicada en cuanto a limitación de dosis ha sido la japonesa, ya que el acelerador LIPAC, cuyo edificio ya se encuentra construido, estará ubicado en Rokkasho, Japón.

Las radiaciones existentes debido al funcionamiento del acelerador provienen por un lado de la interacción de aquellos deuterones que, al escapar del haz acelerado, interaccionan con los materiales de las cavidades del acelerador, generándose radiaciones secundarias y apareciendo la activación de todos aquellos materiales sobre los que inciden las radiaciones existentes. El otro tipo de radiaciones está generado por la parada del haz en el BD, produciéndose igualmente radiaciones en la fase de funcionamiento, las cuales a su vez son susceptibles de activar los materiales del entorno e inducir radiaciones residuales tras la parada del acelerador.

En el caso del acelerador, nos encontramos con pérdidas del haz de deuterones desde 0.095 keV, energía de los deuterones a la salida del inyector, hasta 9 MeV, energía a la que se detiene el haz en el BD. Dichos deuterones inciden en las cavidades de cobre, generando neutrones y fotones principalmente. En la fase de funcionamiento, las radiaciones a tener en cuenta son por tanto los deuterones escapados del haz y los neutrones y fotones secundarios generados por la reacción d-Cu. En la fase de parada, las radiaciones existentes son los fotones residuales generados por los materiales activados. Estos materiales activados están inducidos por deuterones en el caso de las cavidades de cobre y por neutrones en todos los materiales existentes en la sala del acelerador.

Los estudios llevados a cabo en el acelerador LIPAC han servido para identificar la problemática existente en este tipo de instalación, evaluar el estado del arte respecto de las herramientas existentes para realizar los cálculos de radioprotección y establecer la necesidad, cuando fue necesario, de mejorar la metodología existente o desarrollar una nueva para aportar mayor fiabilidad a los cálculos o incluso poder evaluar algunos problemas anteriormente no abordables.

La revisión del estado del arte en lo relativo al transporte de radiaciones aplicado al caso del acelerador LIPAC puso a la luz la total falta de fiabilidad de la metodología habitualmente empleada en este tipo de instalaciones. Por un lado, los códigos de transporte de Monte Carlo ampliamente extendidos como MCNPX o PHITS no disponían de la capacidad de emplear librerías de secciones eficaces para iones ligeros excepto para protones, y se comprobó, mediante un trabajo de comparación con los datos experimentales existentes, que los modelos nucleares disponibles para el transporte de deuterones a las energías del acelerador LIPAC no ofrecían ninguna fiabilidad en la estimación de las fuentes neutrónicas secundarias, ni en número total, ni en distribución angular ni en el espectro energético. Por otro lado, la necesaria evaluación de la fuente neutrónica generada por la interacción de los deuterones con el deuterio previamente implantado se venía haciendo considerando la denominada “densidad de saturación del deuterio en cobre a temperatura ambiente”, valor que se comprobó muy diferente al característico de nuestra instalación.

Para resolver el problema de la incapacidad del manejo de librerías de datos nucleares por parte de los códigos de transporte se procedió al empleo del código MCUNED, desarrollado por miembros de TECF3IR a partir del código MCNPX, de tal manera que se es capaz de utilizar librerías externas de datos nucleares, pudiéndose elegir la considerada como más fiable para el transporte de deuterones. La librería seleccionada para ello tras un proceso de análisis de los datos experimentales disponibles es la TENDL, generada con el código nuclear TALYS. La labor del autor de la presente Tesis respecto del código MCUNED ha sido la de poner de manifiesto su necesidad, realizar un seguimiento continuo de su desarrollo y optimización, y finalmente aplicarlo a los estudios de radioprotección en el BD de la instalación.

En cuanto a la evaluación de la fuente neutrónica generada por la interacción de los deuterones con el deuterio previamente acumulado en el acelerador y BD, se evaluó el perfil de concentración de deuterio acumulado en las cavidades del acelerador y el BD de una forma realista, mediante el código TMAP7 y los oportunos ajustes para tener en cuenta las características de nuestra instalación. Una vez obtenidos estos perfiles de concentración de deuterio acumulado, se procedió a

determinar la fuente neutrónica generada por la interacción de los deuterones, bien fueran las pérdidas a lo largo del acelerador o el haz detenido en el BD, con el deuterio previamente implantado en los distintos materiales.

Las diferencias encontradas en la estimación de la fuente neutrónica secundaria debida a las reacciones d-Cu y d-D utilizando la nueva metodología propuesta en comparación con la metodología tradicional, son muy importantes. En el caso de la fuente neutrónica relativa a la reacción d-Cu se obtuvieron espectros neutrónicos, utilizando la metodología tradicional, incompatibles con la conservación de la energía de la reacción y valores totales de producción neutrónica y espectros angulares muy distintos a los proporcionados por los datos experimentales. La fuente neutrónica obtenida haciendo uso del código MCUNED y la librería TENDL concuerda muy satisfactoriamente con los experimentos disponibles para la reacción deuterón-cobre a las energías características de la instalación objeto de estudio. En el caso de la fuente neutrónica debida a la reacción d-D, la aplicación de la nueva metodología propuesta proporcionó valores varios órdenes de magnitud inferiores a los obtenidos con el uso de la densidad de saturación del deuterio en cobre a temperatura ambiente, de lo cual se concluye que la estimación de las dosis resultantes debidas a esta fuente neutrónica habían sido tradicionalmente sobreestimadas.

Los cálculos de activación se han llevado a cabo una vez determinados los flujos de radiación en los materiales expuestos a deuterones y neutrones, mediante el código de activación ACAB y la librería EAF2007. Se determinó el inventario isotópico en los materiales expuestos a las radiaciones generadas, y se obtuvo la fuente de fotones residual, la cual es empleada de nuevo por el código de transporte para obtener el campo de dosis residual en la instalación.

Del estudio llevado a cabo, aun con ciertas hipótesis de cálculo simplificadas, se deducen ciertas consecuencias. Por un lado, se ha visto que la instalación presenta unos niveles de radiación en fase de funcionamiento compatibles con los requerimientos de dosis, tanto para trabajadores profesionalmente expuestos como para el público en general. Por otro lado, se ha analizado la factibilidad del mantenimiento manual de la instalación en fase de parada, encontrándose como viable tras 6 meses de funcionamiento nominal continuo del acelerador, las 24 horas del día (4320 horas de forma ininterrumpida), y una semana de enfriamiento. Se analizaron asimismo las dosis en funcionamiento en la fase de puesta en marcha de la instalación bajo determinados supuestos, las cuales son debidas a las radiaciones generadas en el acelerador, y se determinaron posibles

soluciones para cumplir con los requerimientos de dosis en los casos en que los niveles de radiación eran superiores a los límites aplicables.

El aprendizaje realizado en la línea del acelerador, referido a las herramientas computacionales necesarias y las nuevas metodologías desarrolladas, ha sido aplicado al diseño del blindaje del BD.

El objetivo del análisis de protección radiológica efectuado con respecto del BD ha sido el diseño de los blindajes necesarios para cumplir con los requerimientos de dosis, es decir, mantener los valores de dosis por debajo de los límites aplicables en fase de funcionamiento para trabajadores y público, y permitir el mantenimiento manual de la instalación tras un tiempo de espera razonable.

En el BD, los 125 mA de deuterones a 9 MeV, es decir, todo el haz de deuterones acelerado menos las pérdidas producidas a lo largo del acelerador, son detenidos en él. En la fase de funcionamiento, las radiaciones generadas son las fuentes de neutrones y fotones. En la fase de parada, la radiación a tener en cuenta consta de los fotones residuales emitidos por los materiales activados. De una forma similar al caso del propio acelerador, los materiales activados están inducidos por deuterones en el caso del BS de cobre y por neutrones en todos los materiales existentes en el entorno del mismo.

Un aspecto fundamental en la determinación del campo de dosis residual generado en el entorno del BD ha sido la caracterización de la fuente de fotones residual. Esta fuente es debida al  $Zn^{65}$  generado en el BS mediante la reacción  $Cu^{65}(d,2n)Zn^{65}$ . El trabajo realizado en este sentido se ha demostrado de enorme importancia de cara a la obtención fiable de la dosis residual y todas sus implicaciones.

La fase de diseño de los blindajes del BD se inició con un modelo simplificado compuesto por un tanque cilíndrico de agua, el cual se demostró ineficaz ya que, si bien producía una atenuación considerable de la radiación neutrónica generada en el BS debida a la interacción del haz de deuterones con dicho elemento, la fuente de fotones generada provocaba unos niveles de dosis inaceptables. Posteriormente, y en sucesivas etapas, se ha evaluado el comportamiento de modelos mixtos de distintos materiales y espesores teniéndose en mente, además de los niveles de radiación generados, factores tales como el espacio disponible o el peso del conjunto del blindaje.

Particular importancia en el diseño del blindaje del BD ha tenido la elección de la configuración de la parte frontal del mismo. En esta zona y durante la fase de parada, la radiación proveniente del

BS activado daba lugar a unos niveles de dosis en la parte final de la sala del acelerador totalmente inaceptables. Para solventar este problema se ideó una doble configuración. Por un lado, la colocación tras la parada del acelerador de un tapón de plomo de accionamiento mecánico, y por otro lado la sustitución, tras el necesario proceso de optimización, del hormigón de la pared frontal del blindaje por un hormigón baritado, el cual presenta unas mejores propiedades de blindaje respecto de la radiación gamma.

El blindaje del BD finalmente propuesto en la presente Tesis está formado por la combinación de una serie de materiales con buenas propiedades tanto para el blindaje de las radiaciones existentes como para la minimización, en la medida de lo posible, de la producción de radiaciones adicionales. Se han empleado materiales para la atenuación neutrónica como agua, polietileno, hormigón convencional y hormigón baritado de alta densidad así como plomo y hierro para absorber las fuentes de fotones generadas.

El análisis de las dosis en funcionamiento existentes en el exterior de la instalación debido a las radiaciones generadas en el BD demostró la compatibilidad del diseño elaborado en la presente Tesis con los requerimientos de dosis para trabajadores profesionalmente expuestos y el público en régimen de funcionamiento nominal. Los niveles de dosis observados en el interior de la sala hacen que la entrada a la misma sea prohibida durante el funcionamiento del acelerador.

Asimismo, el modelo de blindaje propuesto permite el mantenimiento manual del BD tras 6 meses de funcionamiento nominal continuo del acelerador, las 24 horas del día (4320 horas), y una semana de enfriamiento.

Se han realizados ciertos análisis de sensibilidad de la dosis residual en el entorno del BD respecto de parámetros tales como el nivel de discretización de la fuente de fotones residual del BS, el tamaño del mallado utilizado para seleccionar las zonas críticas de la instalación, y el radio de los detectores puntuales con los que se han determinado los valores finales de dosis. Respecto del primer aspecto, la dosis obtenida en la zona crítica del acelerador se ha visto que dependía fuertemente del nivel de detalle en la discretización empleada para la caracterización de la fuente de fotones residual proveniente del BS, encontrándose diferencias máximas en el nivel de dosis residual obtenido de un factor 2. Asimismo, se observaron diferencias en los niveles de dosis superiores a un factor 3 para distintos tamaños de malla razonables. Finalmente, el radio del detector empleado se mostró como una variable menos importante de cara a la evaluación de la

dos, siempre y cuando se utilicen los valores recomendados (de entre un octavo y un medio del recorrido libre medio de los fotones en el medio en cuestión).

La obtención de una adecuada fiabilidad en los resultados y conclusiones de la presente Tesis ha sido un aspecto muy tenido en cuenta a lo largo de la elaboración de la misma. Respecto del transporte de radiación, se ha encontrado un buen acuerdo con los datos experimentales para la metodología propuesta, consistente fundamentalmente en el empleo del código MCUNED y las librerías TENDL. Asimismo, se encontró como adecuada la fiabilidad del programa TMAP7 para la obtención de los perfiles de concentración de deuterio acumulados en las cavidades del acelerador y BD del LIPAC. Con relación a los cálculos de activación, la fiabilidad de las secciones eficaces tomadas de la EAF2007 para deuterones y neutrones ha sido comprobada, resultando bastante satisfactoria.

El aprendizaje obtenido en la elaboración de la presente Tesis se estima de importancia de cara a trabajos futuros en un doble aspecto: i) instalaciones de acelerador similares en cuanto a energías y tipos de haz empleados y ii) continuidad del proyecto IFMIF.

Respecto del primer punto señalado, la experiencia adquirida puede ser de gran utilidad en aceleradores de deuterones de baja energía, más aún cuando se ha encontrado una gran escasez de proyectos de este tipo a nivel mundial. El trabajo desarrollado proporciona una metodología contrastada lista para ser empleada en este tipo de instalaciones de cara a ciertas evaluaciones de protección radiológica.

El otro aspecto mencionado hace referencia a la continuidad del proyecto, tanto en su fase EVEDA como para el futuro acelerador IFMIF. Dado que la fase de ingeniería del LIPAC sigue abierta en el momento de elaboración de la presente Tesis, los desarrollos y aplicaciones mostrados pueden muy bien servir para la futura elaboración o modificación de estudios de protección radiológica en la instalación. Respecto del futuro acelerador IFMIF, de nuevo es interesante señalar cómo los trabajos aquí presentados pueden ser utilizados en el desarrollo del proyecto con las modificaciones que fueran necesarias, como aquellas que tengan en cuenta las diferencias respecto del LIPAC en factores tales como las energías del haz allí empleadas, las diferencias geométricas, la utilización de materiales distintos en la instalación, etc.

**Anexo 1. Planos principales del edificio del acelerador  
IFMIF/EVEDA [Implementation Design Report, 2008]**

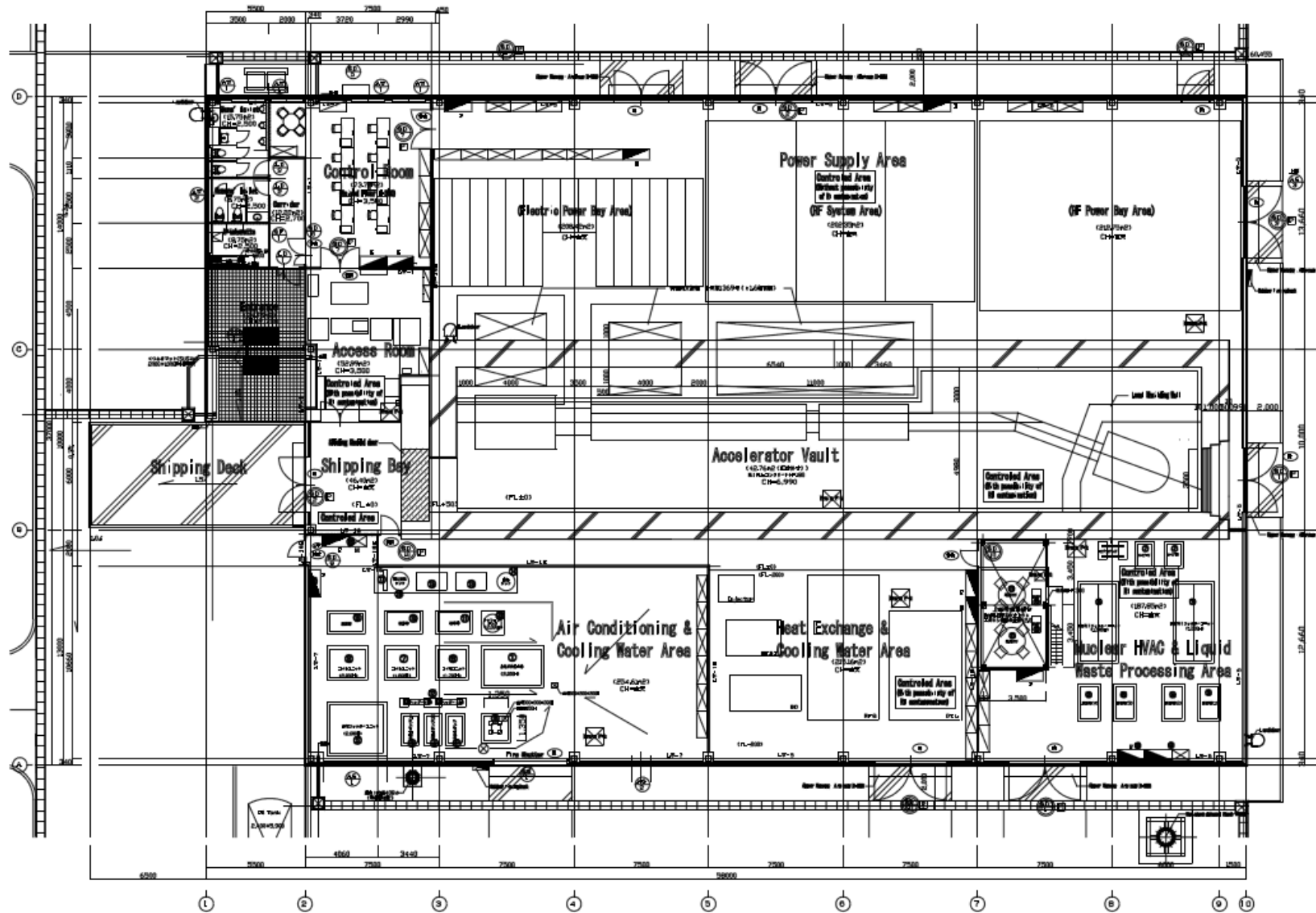


Figura 104 Planta. Vista de la sala del LIPAC y servicios auxiliares



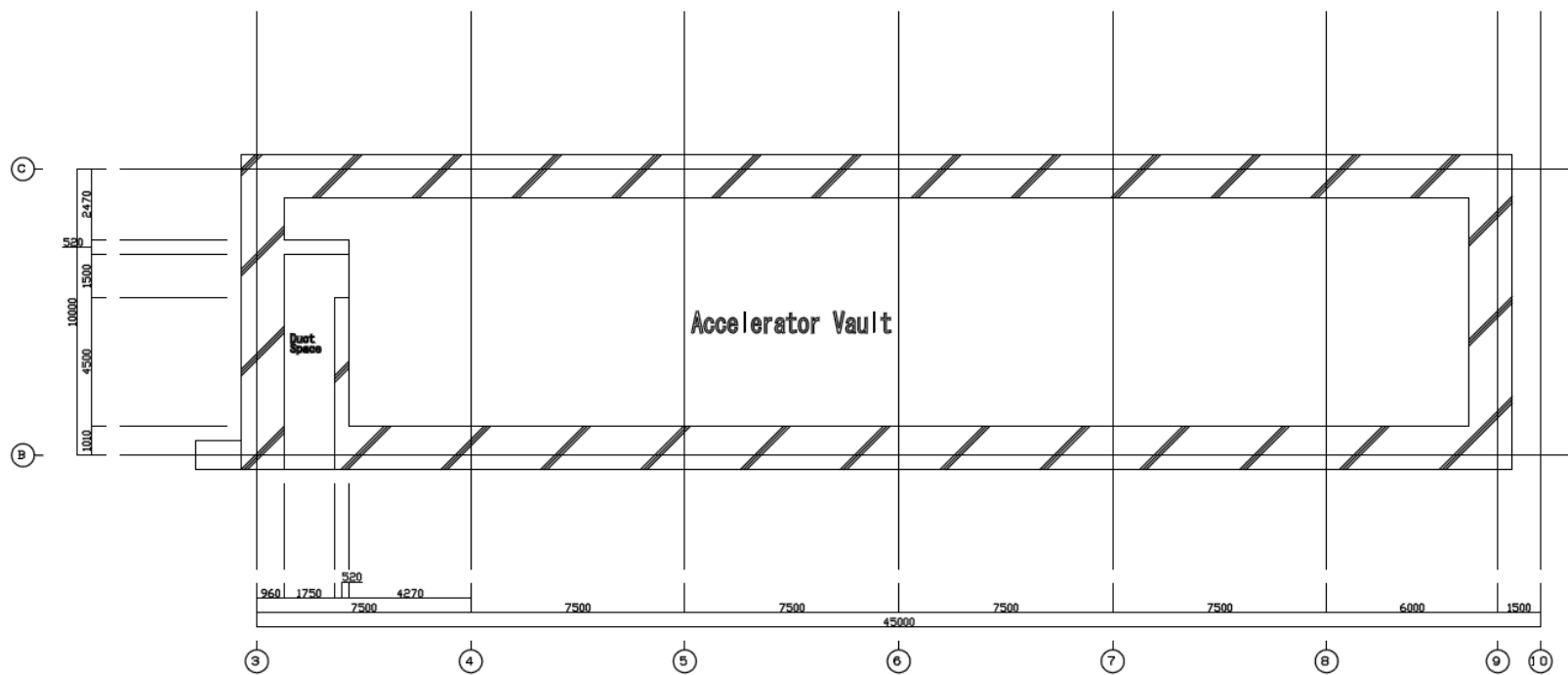


Figura 105 Detalle en planta de la sala del acelerador LIPAC

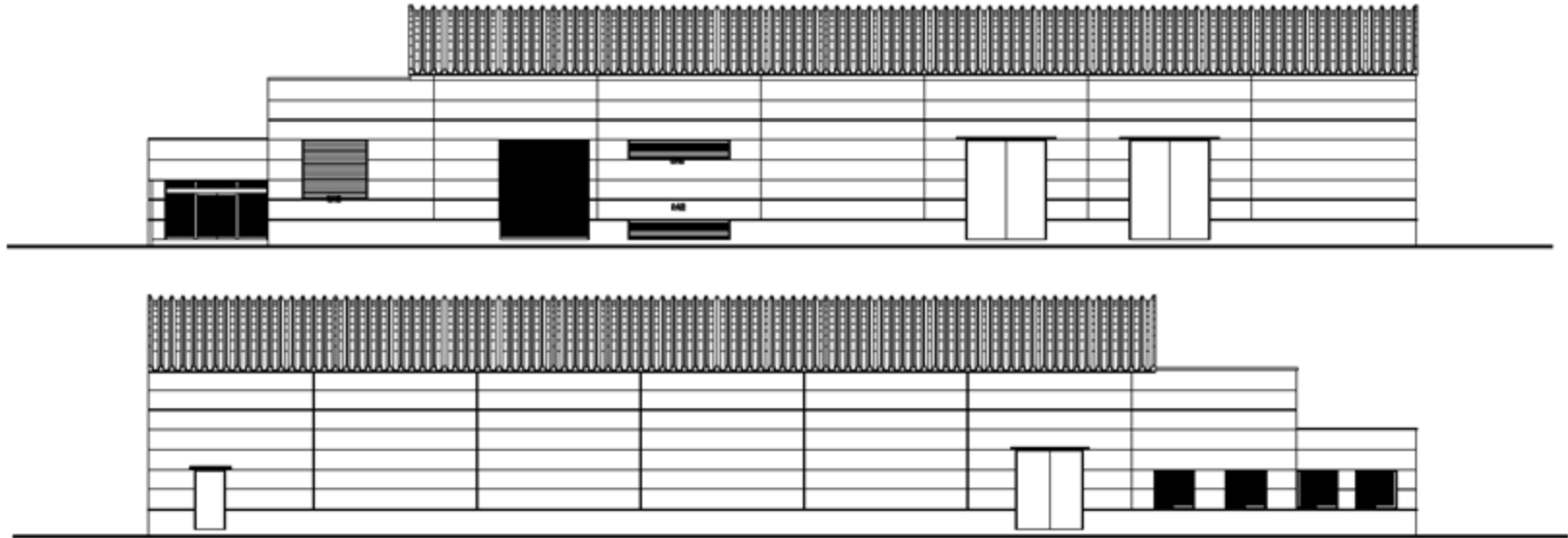


Figura 106 Alzado: fachadas Sur y Norte

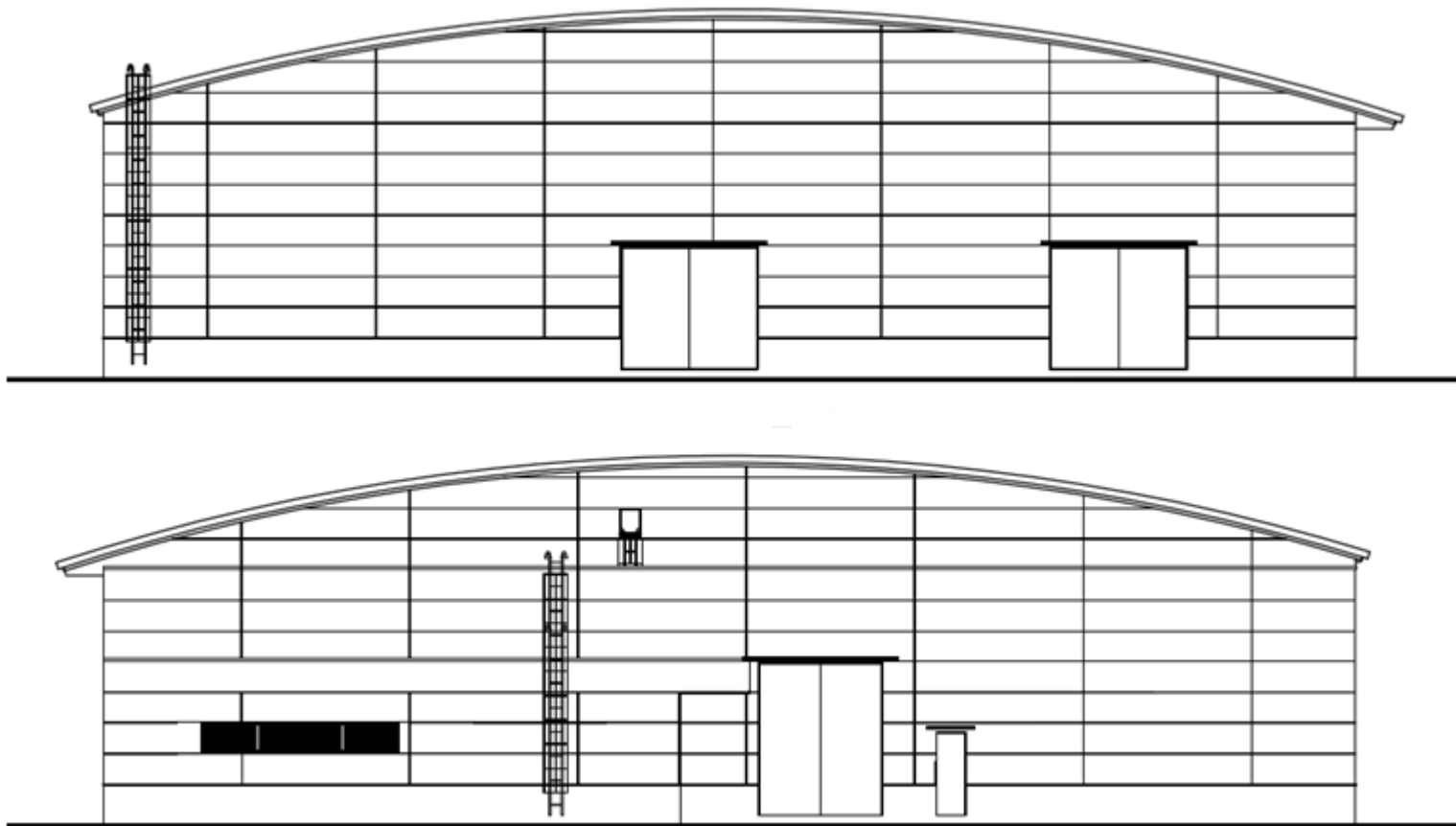


Figura 107 Alzado: fachadas Este y Oeste

## Anexo 2. Perfiles de concentración de deuterio implantado en las cavidades de cobre del acelerador.

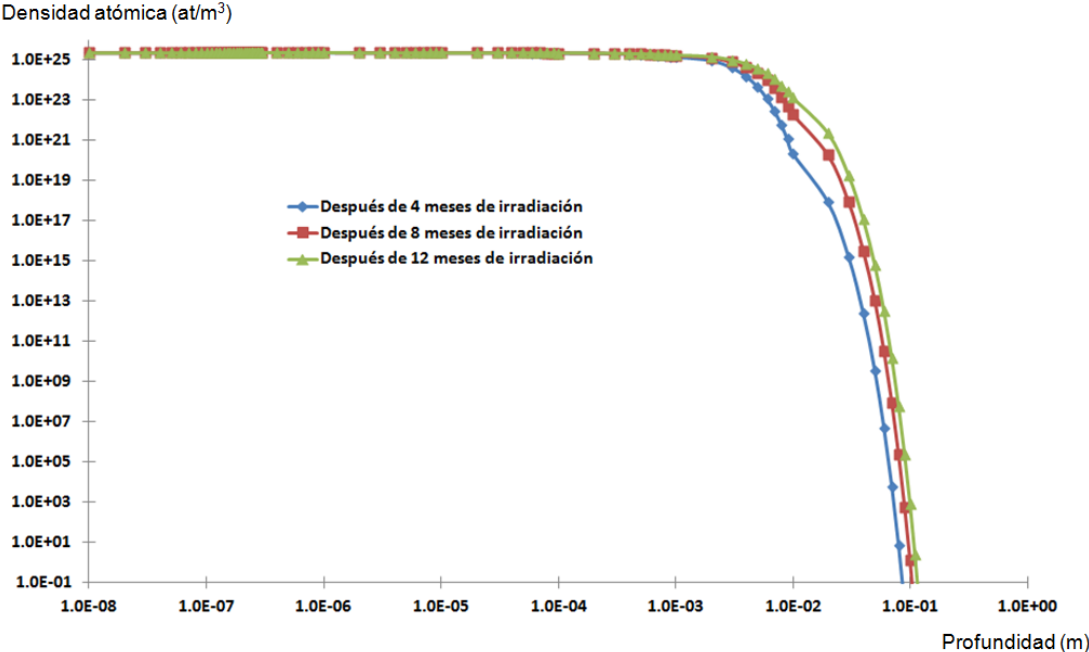


Figura 108 Perfil de concentración de deuterio en la sección 1 del acelerador

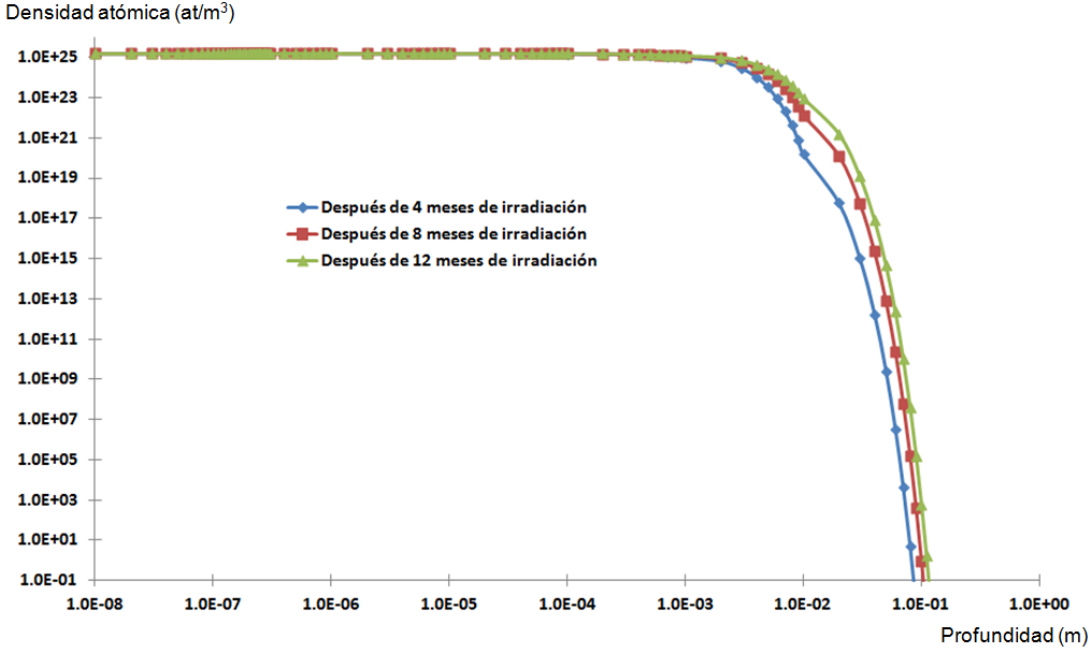


Figura 109 Perfil de concentración de deuterio en la sección 2 del acelerador

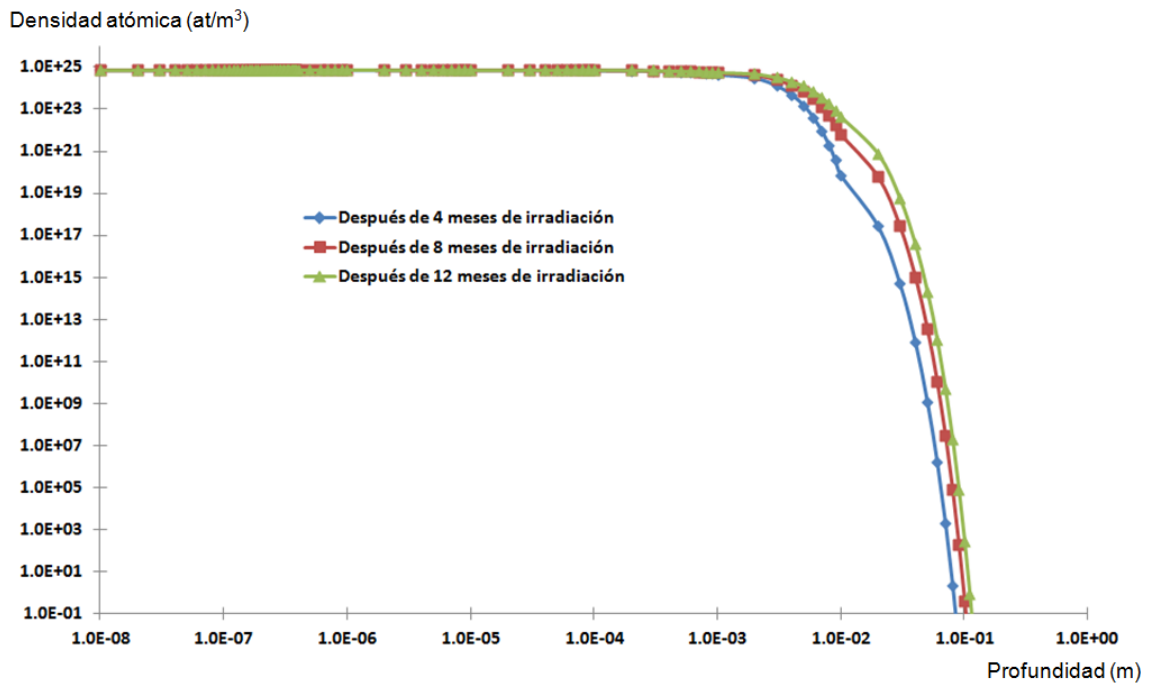


Figura 110 Perfil de concentración de deuterio en la sección 3 del acelerador

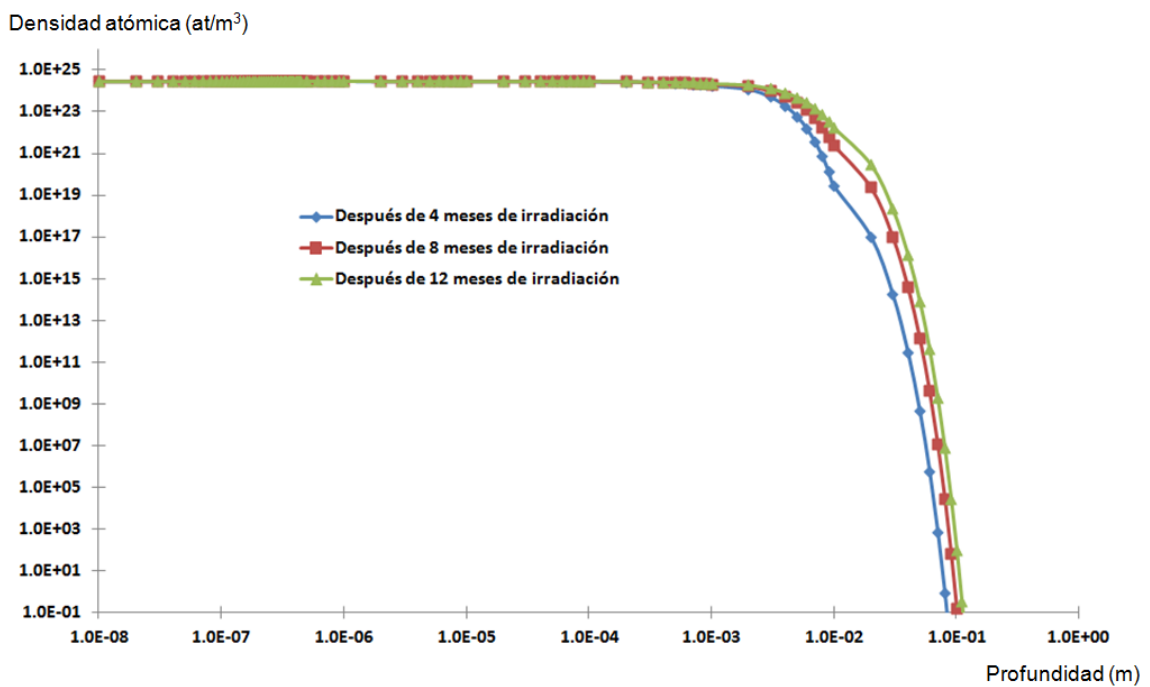


Figura 111 Perfil de concentración de deuterio en la sección 4 del acelerador

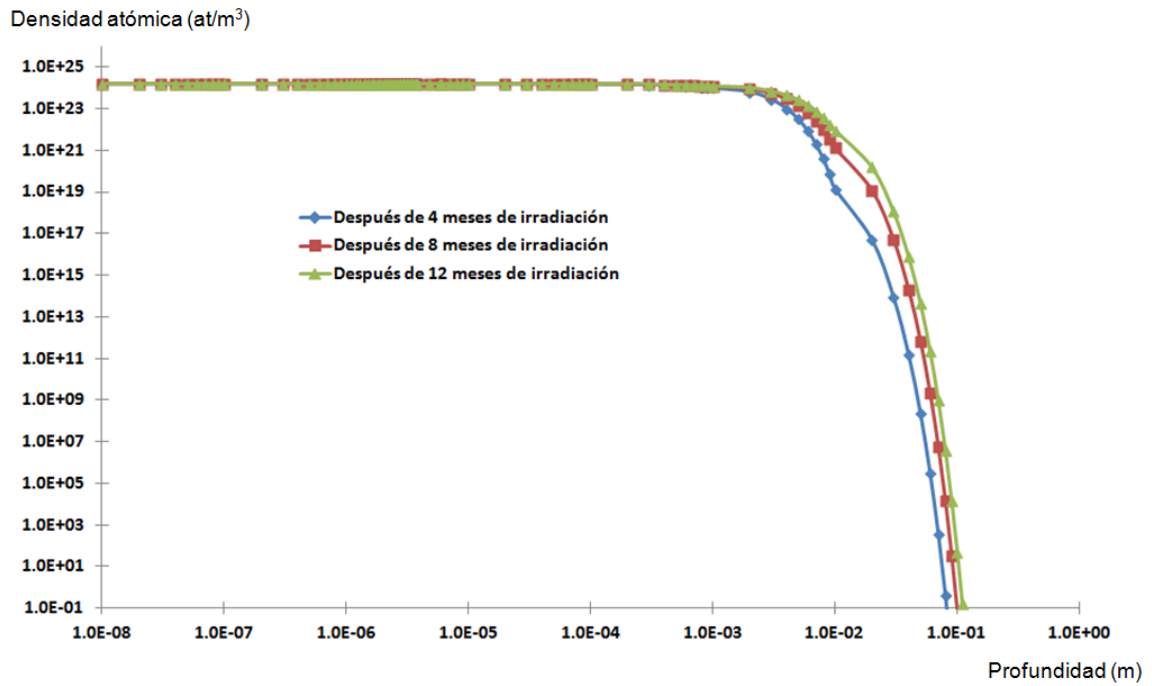


Figura 112 Perfil de concentración de deuterio en la sección 5 del acelerador

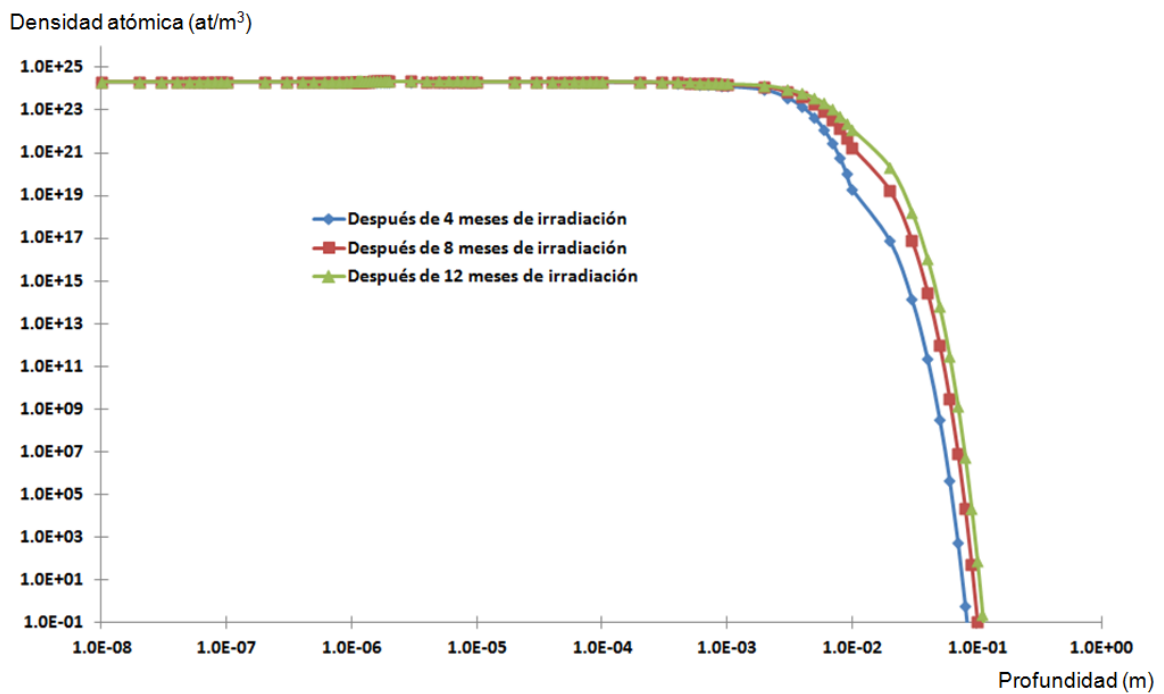


Figura 113 Perfil de concentración de deuterio en la sección 6 del acelerador

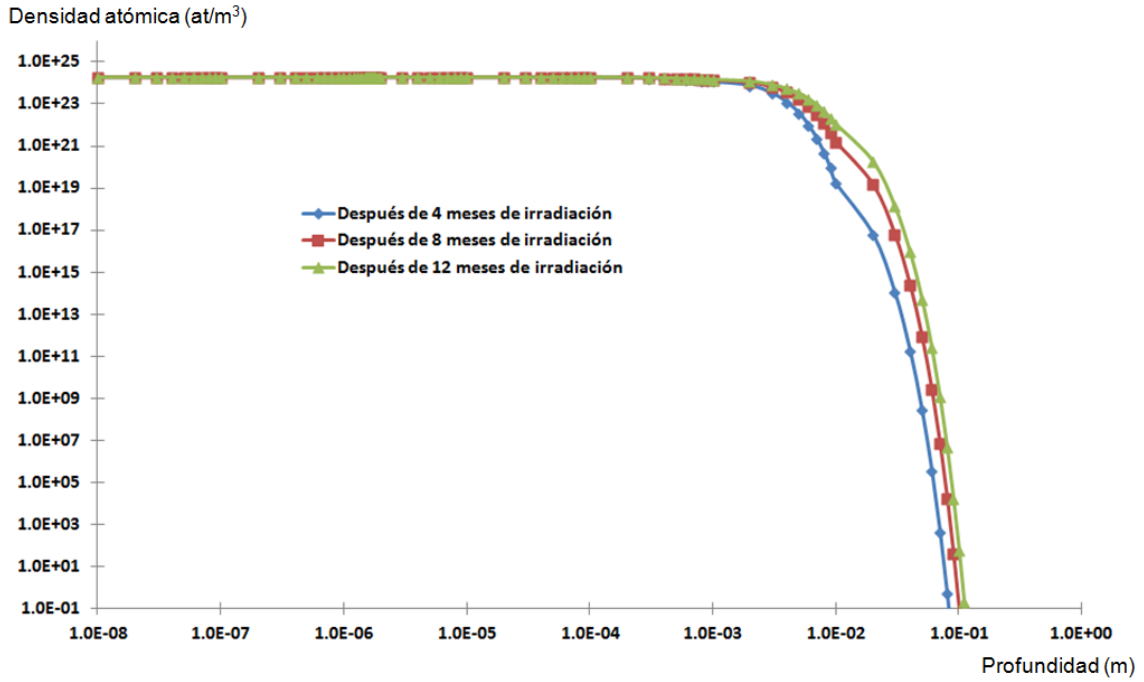


Figura 114 Perfil de concentración de deuterio en la sección 7 del acelerador

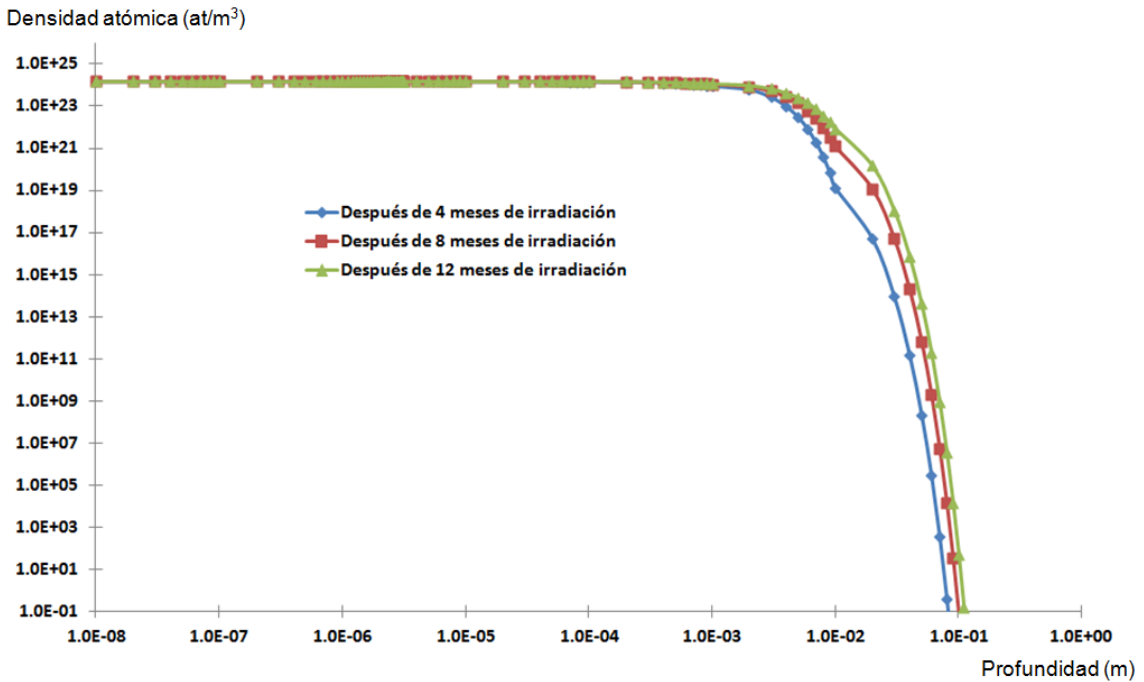


Figura 115 Perfil de concentración de deuterio en la sección 8 del acelerador

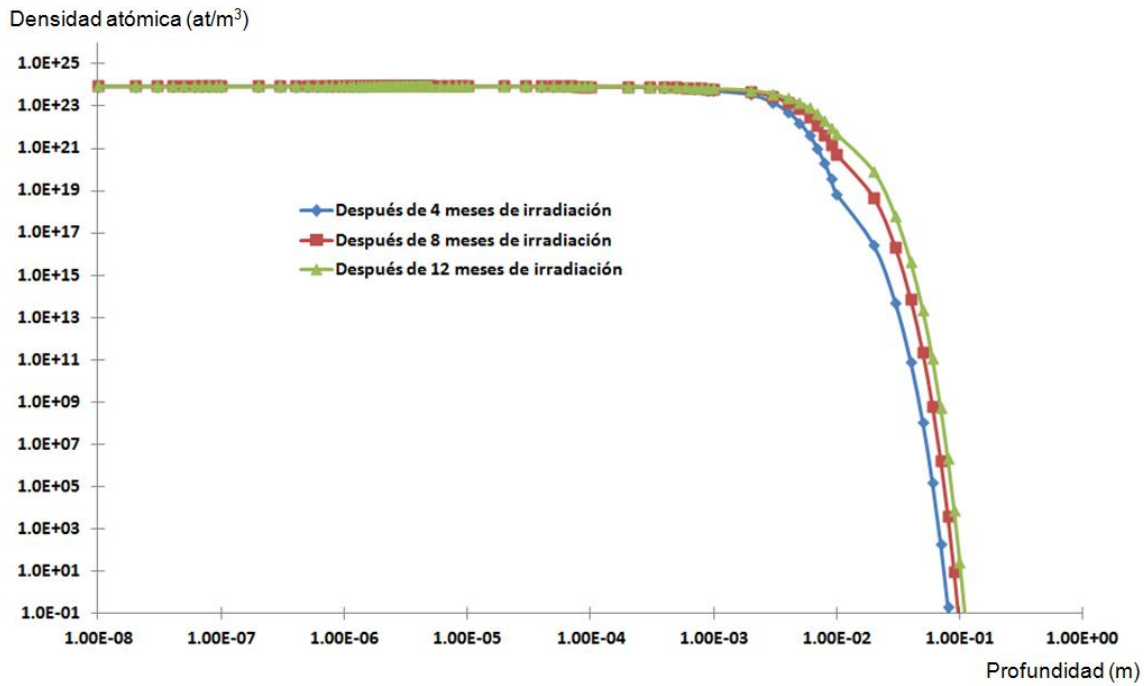


Figura 116 Perfil de concentración de deuterio en la sección 9 del acelerador

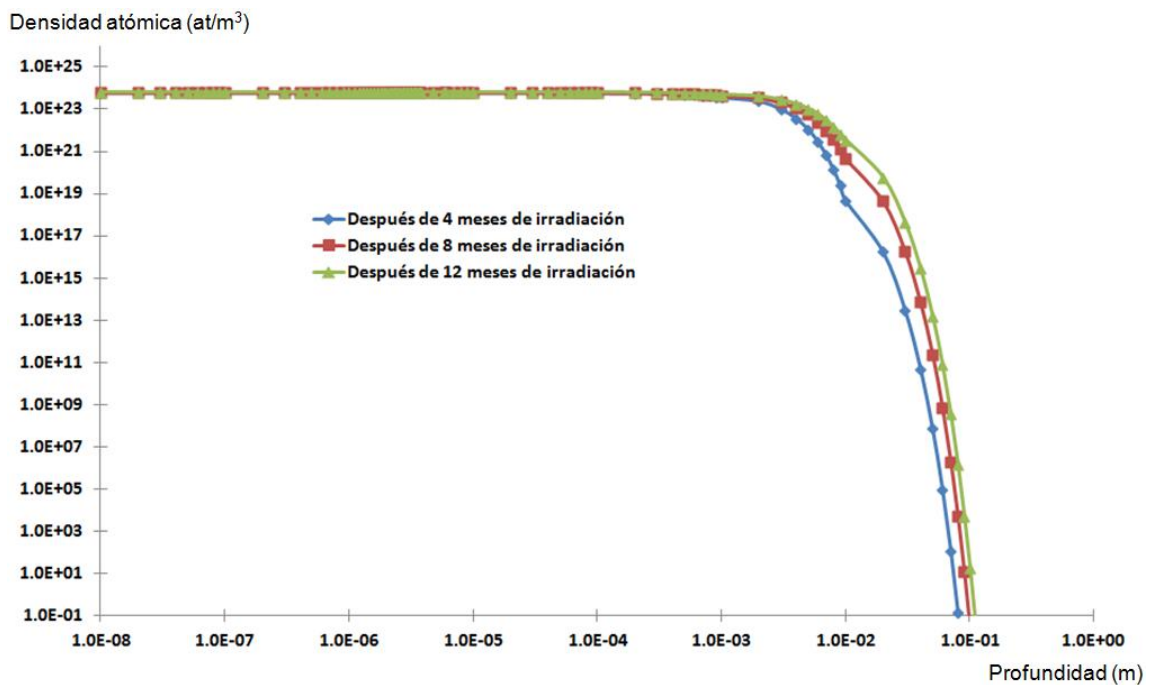


Figura 117 Perfil de concentración de deuterio en la sección 10 del acelerador



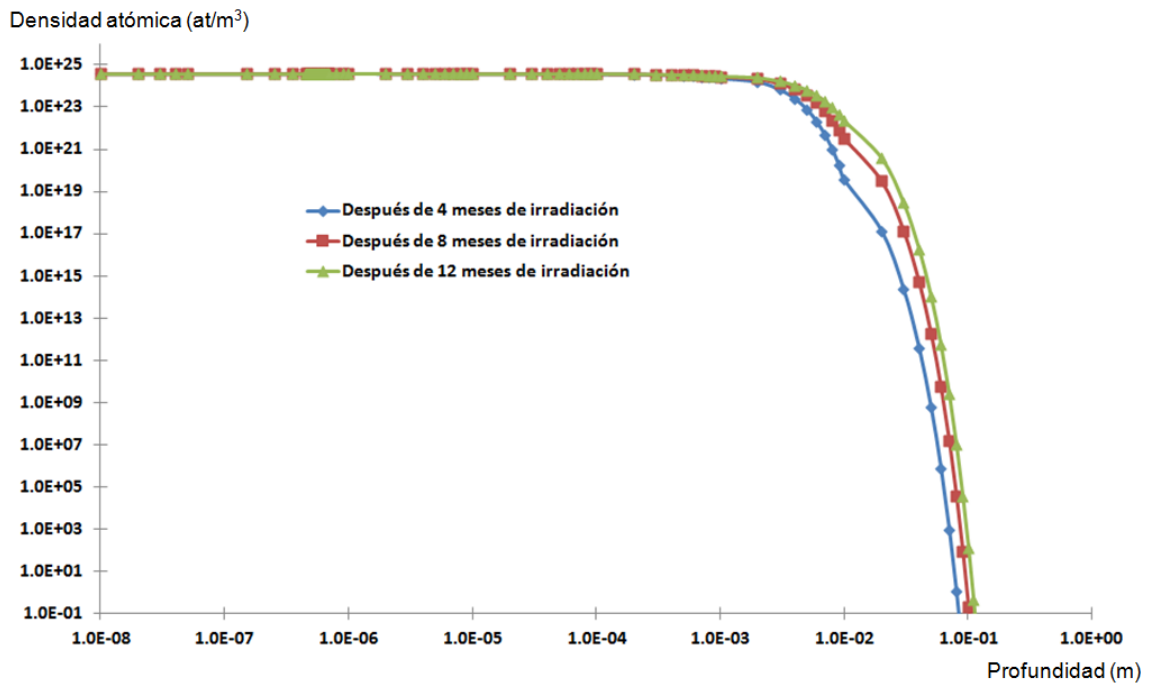


Figura 118 Perfil de concentración de deuterio en la sección 11 del acelerador

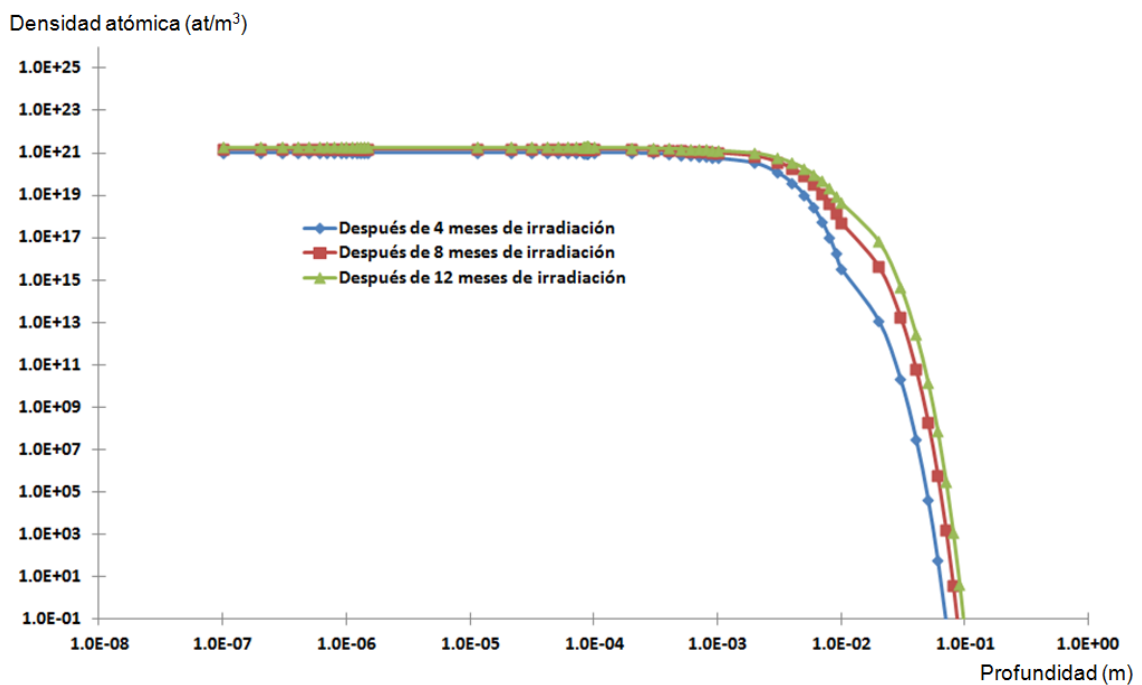


Figura 119 Perfil de concentración de deuterio en la sección 12 del acelerador

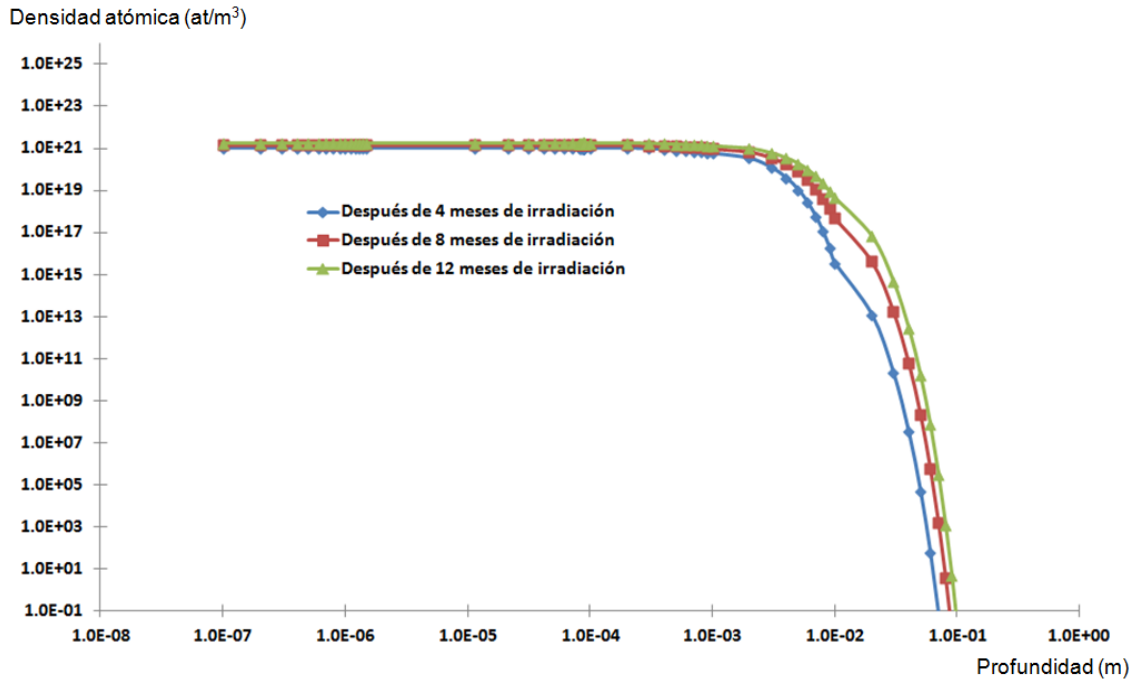


Figura 120 Perfil de concentración de deuterio en la sección 13 del acelerador

### Anexo 3. Evolución de la concentración de deuterio en la superficie del cobre de las cavidades del acelerador

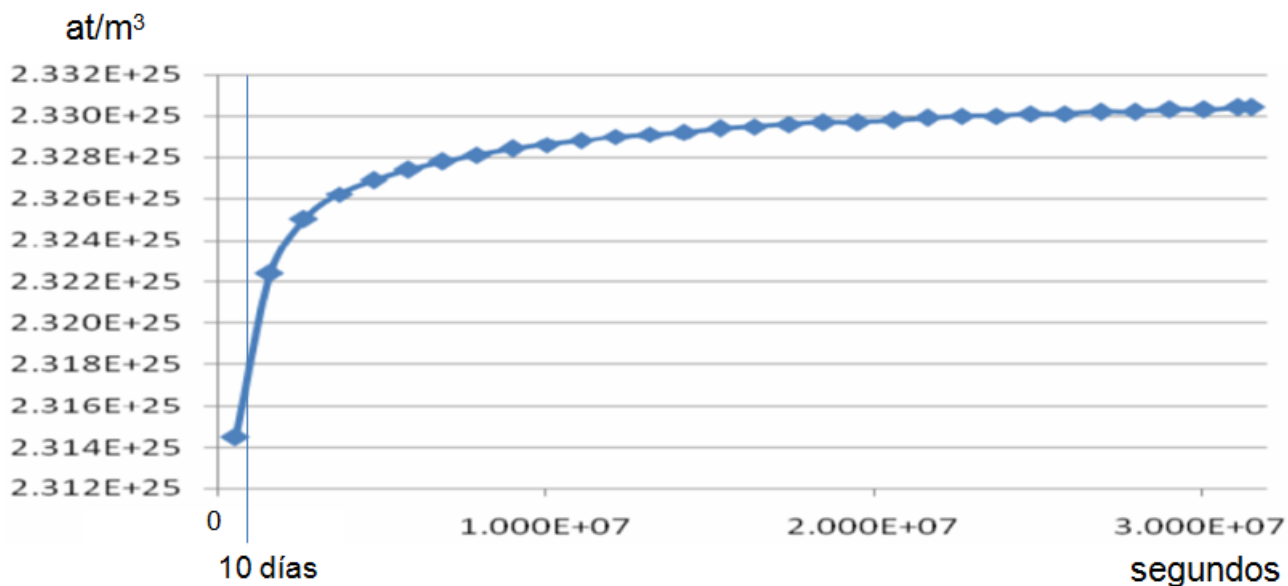


Figura 121 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 1 del acelerador

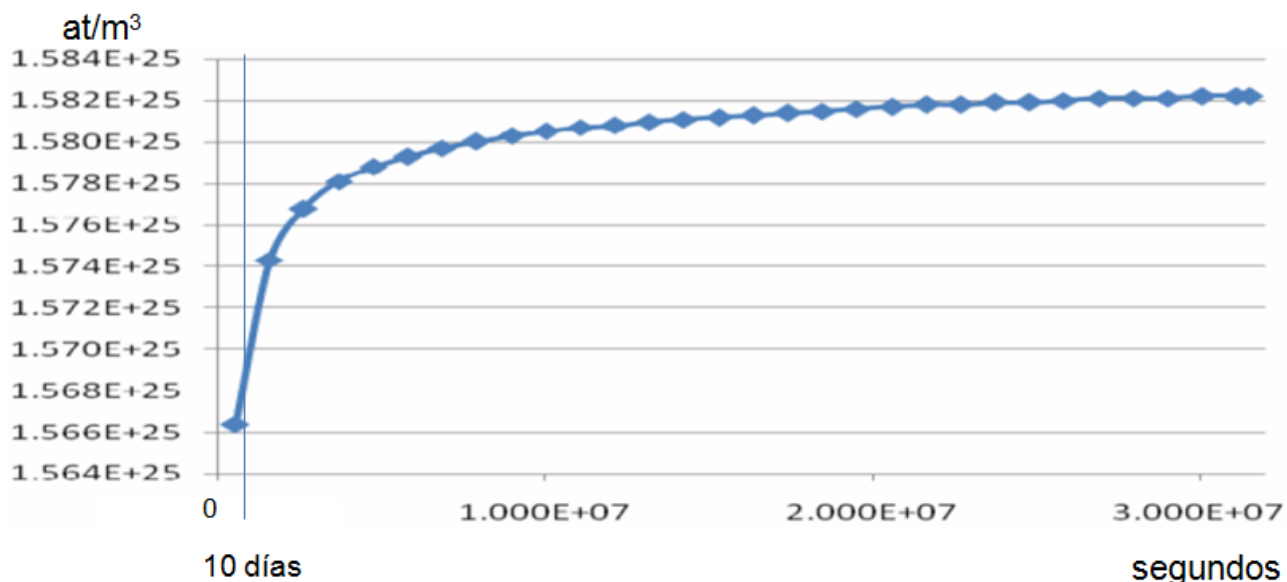


Figura 122 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 2 del acelerador

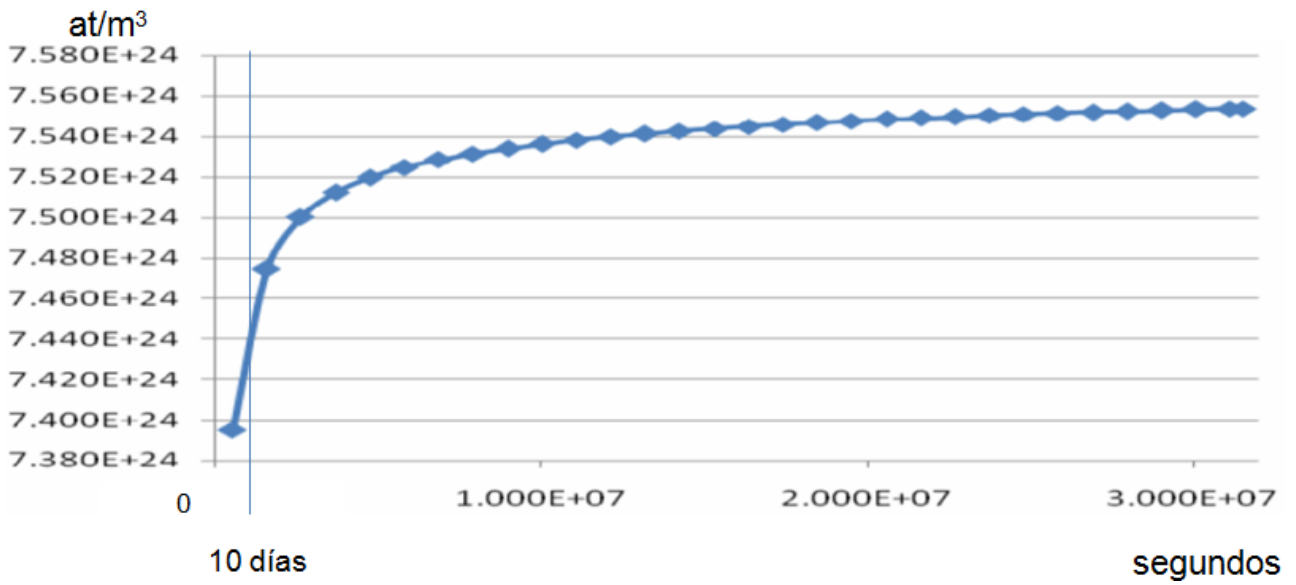


Figura 123 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 3 del acelerador

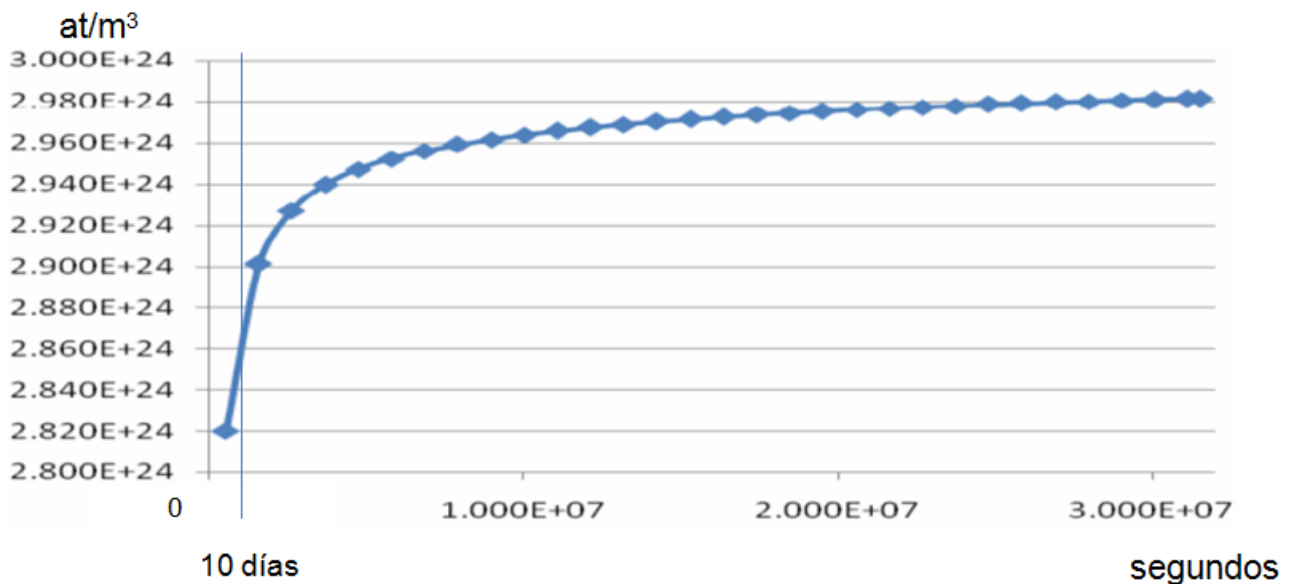


Figura 124 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 4 del acelerador

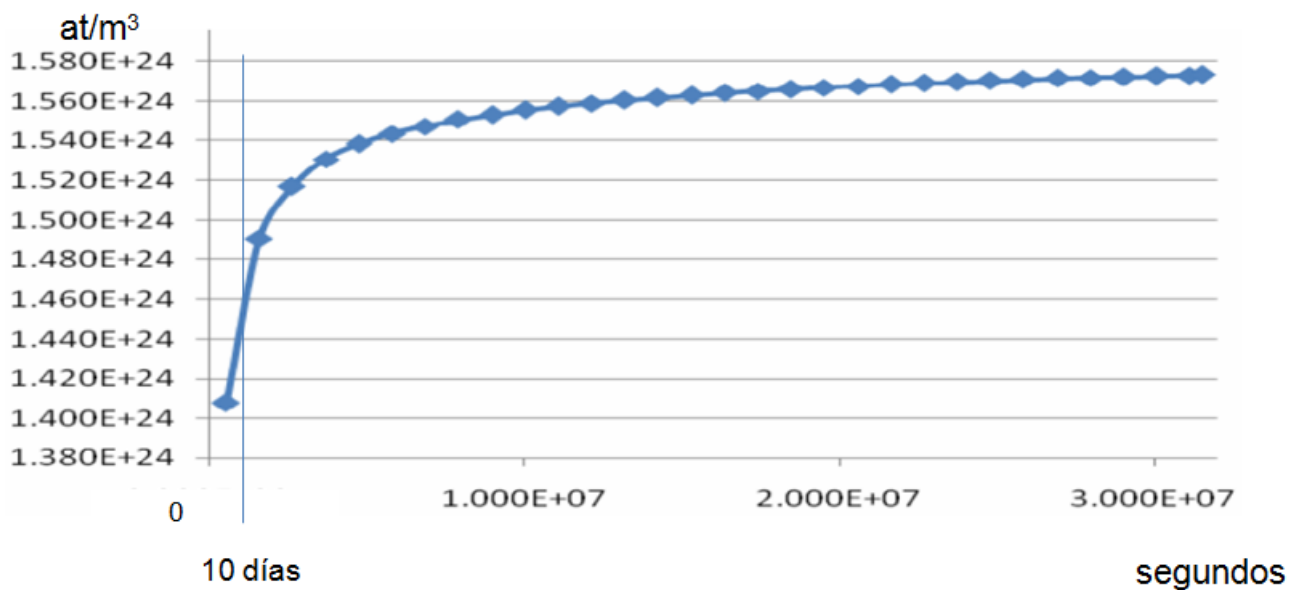


Figura 125 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 5 del acelerador

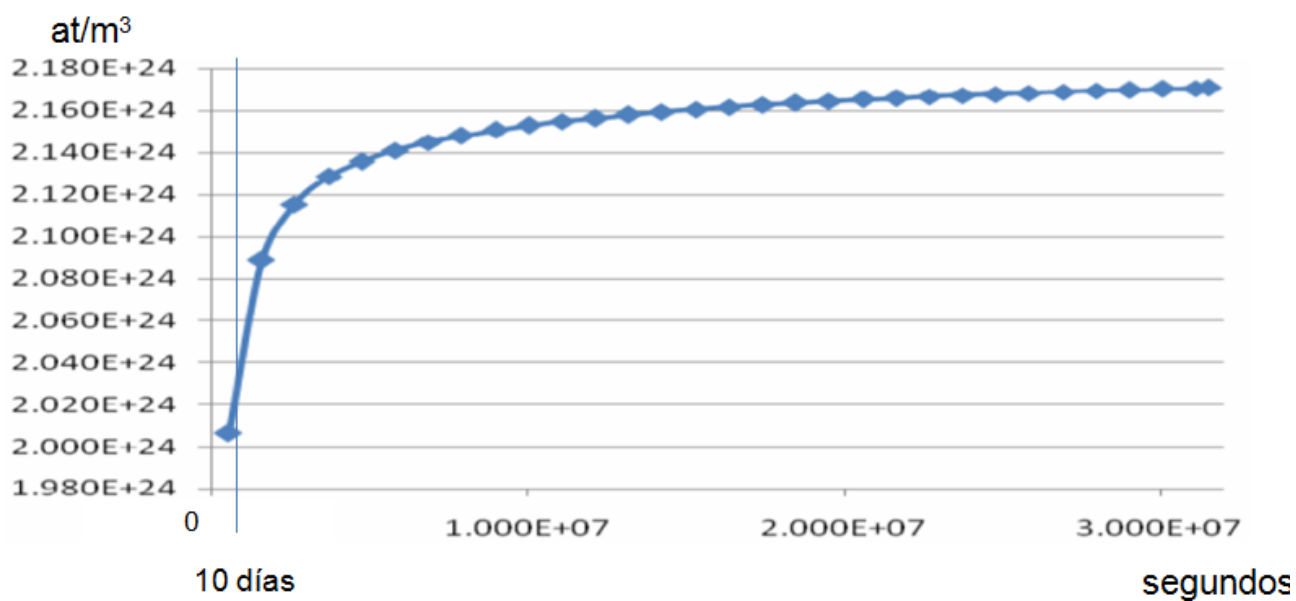


Figura 126 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 6 del acelerador

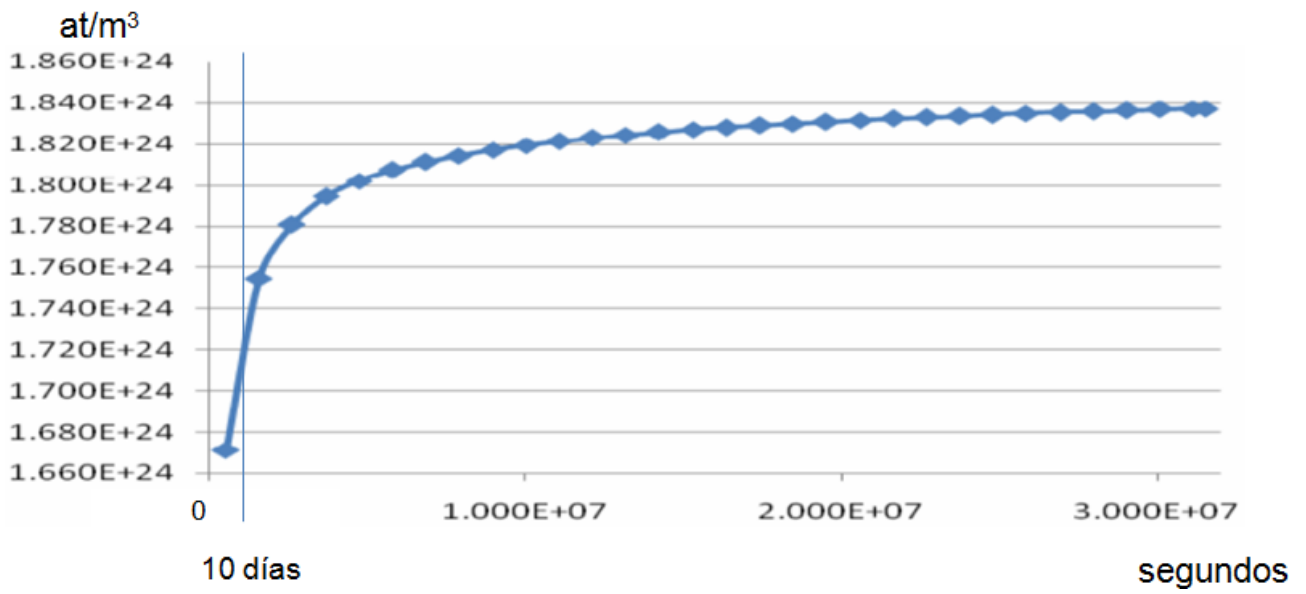


Figura 127 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 7 del acelerador

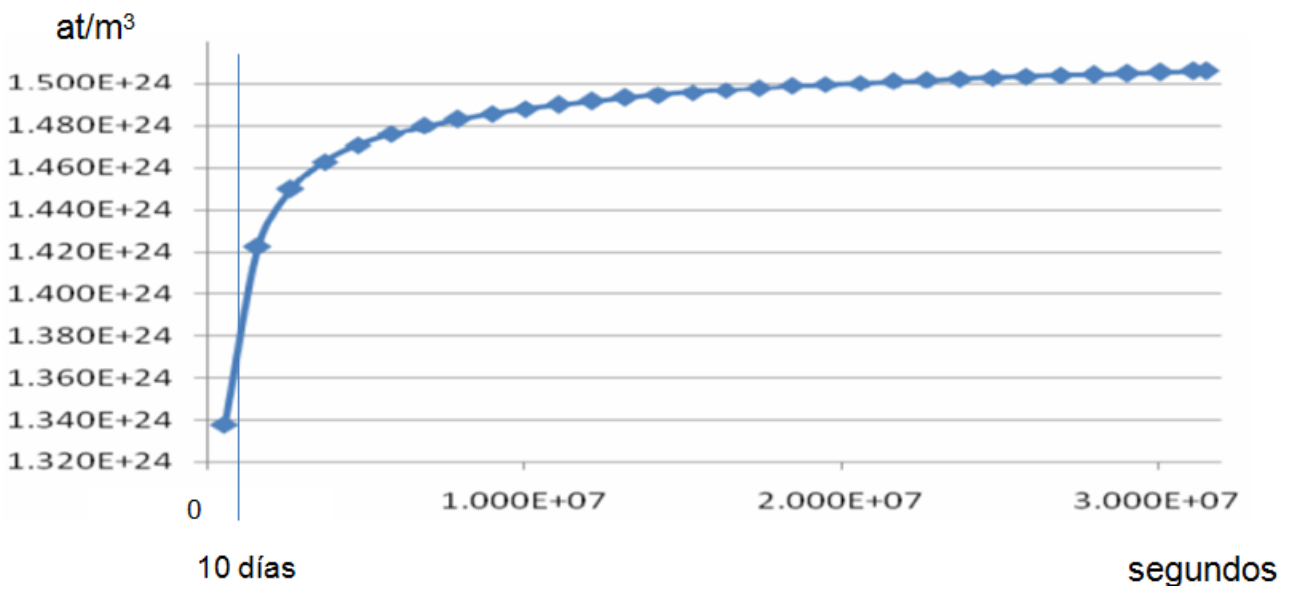


Figura 128 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 8 del acelerador

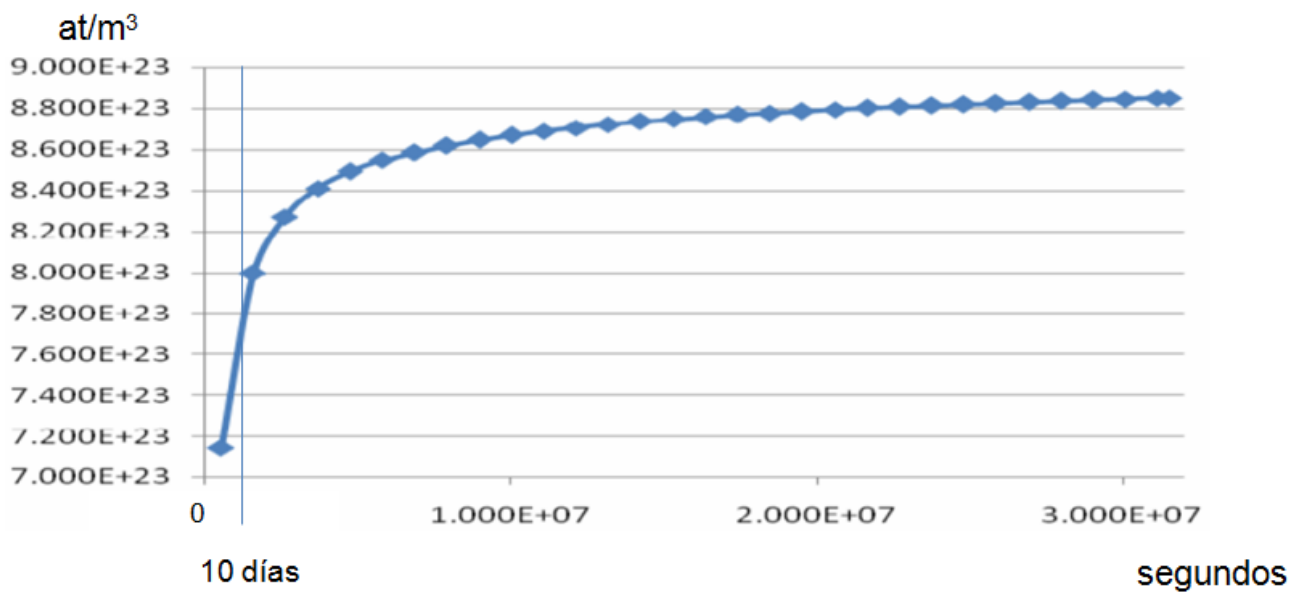


Figura 129 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 9 del acelerador

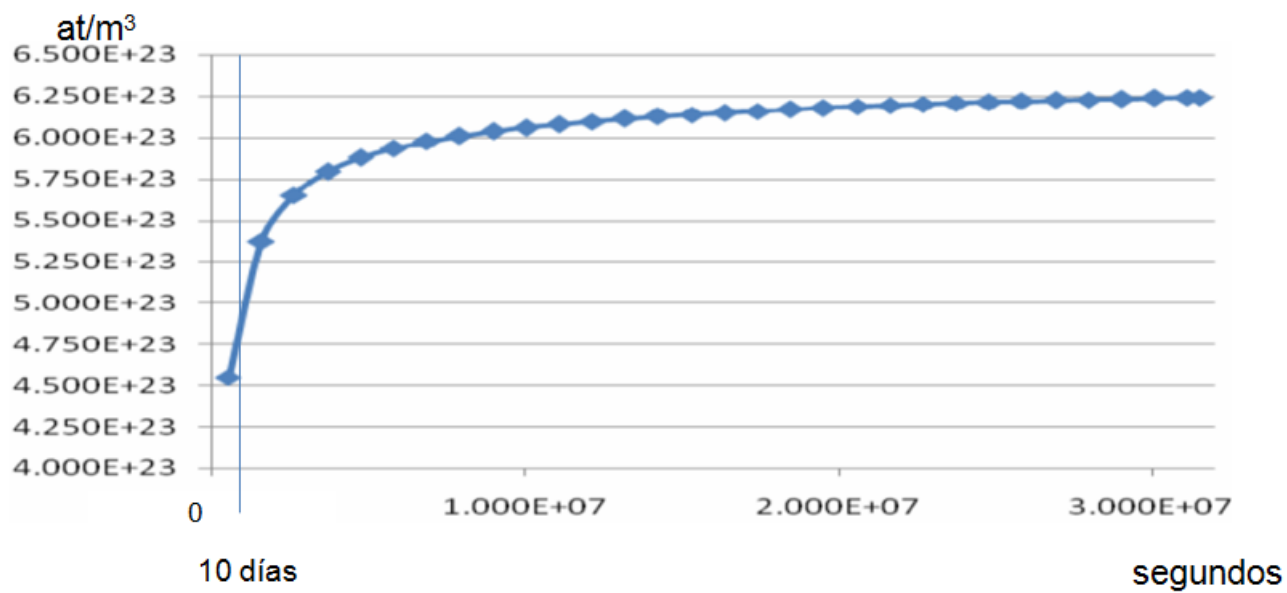


Figura 130 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 10 del acelerador

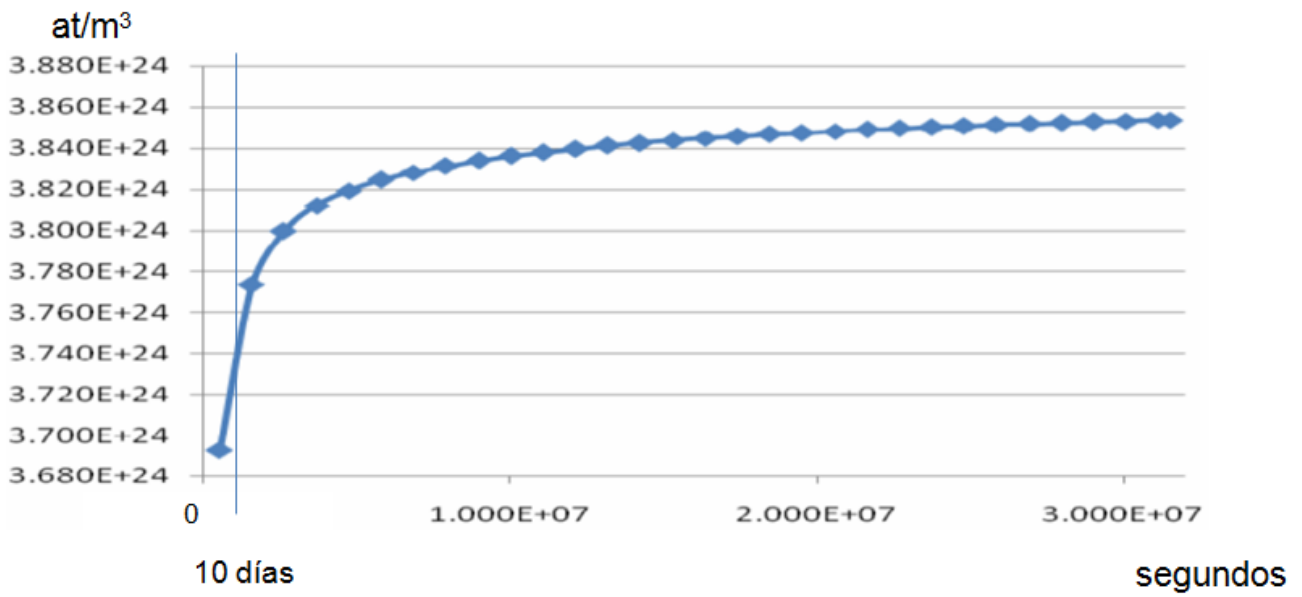


Figura 131 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 11 del acelerador

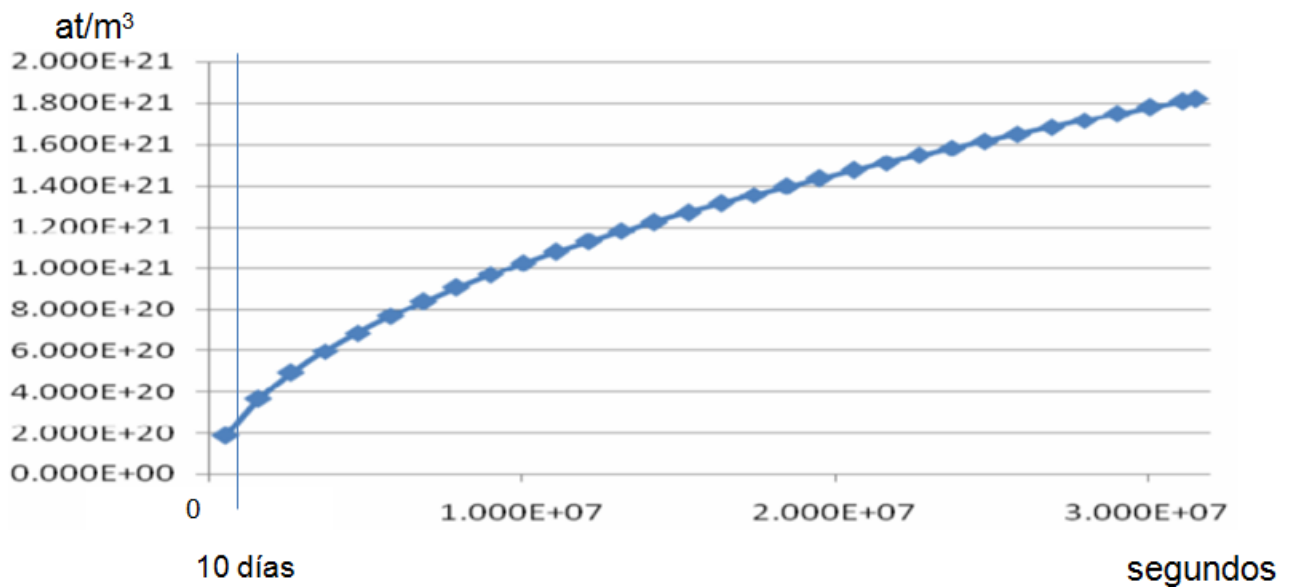


Figura 132 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 12 del acelerador



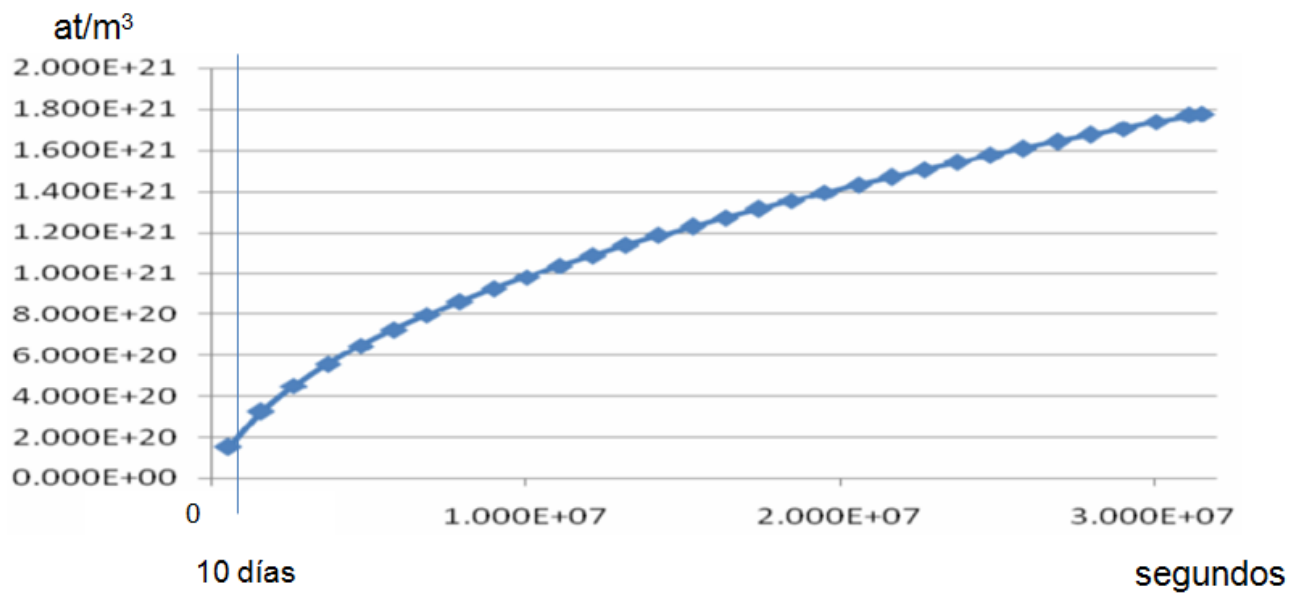


Figura 133 Evolución de la concentración de deuterio en la superficie de la sección 13 del acelerador

## Anexo 4. Cálculos de activación en el entorno del acelerador

### A4.1. Cálculos para el RFQ

#### A4.1.1. Inventario radiactivo de la sección 2 del RFQ

Tabla 72 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 1. Sección 2 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	1.246E+2	7.669E-10
1 hora	9.314E+1	1.833E-10
1 día	2.718E+1	5.068E-11
1 semana	9.135E-1	1.562E-12
1 mes	9.030E-1	1.531E-12
1 año	8.970E-1	1.357E-12
10 años	8.410E-1	4.160E-13
50 años	6.352E-1	2.173E-15
100 años	4.477E-1	3.051E-18

Tabla 73 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 2. Sección 2 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	7.279E+1	4.042E-10
1 hora	5.620E+1	1.060E-10
1 día	1.607E+1	3.004E-11
1 semana	9.055E-2	1.541E-13
1 mes	8.433E-2	1.414E-13
1 año	8.376E-2	1.253E-13
10 años	7.854E-2	3.842E-14
50 años	5.932E-2	2.007E-16
100 años	4.181E-2	2.818E-19

Tabla 74 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 3. Sección 2 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	6.376E+1	3.381E-10
1 hora	4.995E+1	9.358E-11
1 día	1.424E+1	2.663E-11
1 semana	2.106E-2	3.382E-14
1 mes	1.554E-2	2.333E-14
1 año	1.544E-2	2.068E-14
10 años	1.448E-2	6.340E-15
50 años	1.094E-2	3.312E-17
100 años	7.710E-3	4.650E-20

Tabla 75 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 4. Sección 2 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	7.154E+1	3.690E-10
1 hora	5.653E+1	1.058E-10
1 día	1.612E+1	3.013E-11
1 semana	1.337E-2	2.158E-14
1 mes	7.138E-3	9.843E-15
1 año	7.091E-3	8.725E-15
10 años	6.650E-3	2.675E-15
50 años	5.024E-3	1.397E-17
100 años	3.541E-3	1.962E-20

Tabla 76 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 5. Sección 2 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	1.435E+1	1.534E-9
1 hora	1.404E+1	1.528E-9
1 día	1.147E+1	1.512E-9
1 semana	1.027E+1	1.424E-9
1 mes	8.128E+0	1.135E-9
1 año	1.690E+0	4.704E-11
10 años	1.566E-1	4.202E-15
50 años	5.123E-3	2.189E-16
100 años	3.619E-3	2.167E-16

Tabla 77 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 6. Sección 2 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	1.494E-4	3.124E-14
1 hora	4.321E-6	0
1 día	4.321E-6	0
1 semana	4.320E-6	0
1 mes	4.316E-6	0
1 año	4.261E-6	0
10 años	3.847E-6	0
50 años	3.273E-6	0
100 años	3.192E-6	0

Tabla 78 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 7. Sección 2 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	1.129E+1	1.188E-9
1 hora	1.105E+1	1.183E-9
1 día	9.051E+0	1.170E-9
1 semana	8.105E+0	1.103E-9
1 mes	6.388E+0	8.773E-10
1 año	1.328E+0	3.413E-11
10 años	1.247E-1	1.432E-15
50 años	4.275E-3	1.493E-16
100 años	3.022E-3	1.485E-16

Tabla 79 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 8. Sección 2 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	3.032E+0	3.246E-10
1 hora	2.967E+0	3.233E-10
1 día	2.423E+0	3.198E-10
1 semana	2.171E+0	3.013E-10
1 mes	1.717E+0	2.398E-10
1 año	3.579E-1	9.817E-12
10 años	3.325E-2	8.258E-16
50 años	1.101E-3	6.543E-17
100 años	7.784E-4	6.500E-17

#### A4.1.2. Dosis gamma en el entorno de la sección 2 del RFQ

Tabla 80 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). Parada

Parada	
Detector	Dosis residual
Superficie externa	2.243E-4
Distancia 1 m	6.364E-5
Distancia 2 m	2.897E-5
Distancia 5 m	6.888E-6

Tabla 81 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). 1 hora enfriamiento

1 hora de enfriamiento	
Detector	Dosis residual ( $\mu$ Sv/h)
Superficie externa	1.885E-4
Distancia 1 m	5.313E-5
Distancia 2 m	2.410E-5
Distancia 5 m	5.721E-6

Tabla 82 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). 1 día enfriamiento

<b>1 día de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
Superficie externa	1.818E-4
Distancia 1 m	5.125E-5
Distancia 2 m	2.327E-5
Distancia 5 m	5.523E-6

Tabla 83 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). 1 semana enfriamiento

<b>1 semana de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
Superficie externa	1.684E-4
Distancia 1 m	4.740E-5
Distancia 2 m	2.151E-5
Distancia 5 m	5.100E-6

Tabla 84 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). 1 mes enfriamiento

<b>1 mes de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
Superficie externa	1.333E-4
Distancia 1 m	3.746E-5
Distancia 2 m	1.700E-5
Distancia 5 m	4.022E-6

Tabla 85 Dosis gamma en el entorno de la sección 2 (RFQ). 1 año enfriamiento

<b>1 año de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
Superficie externa	5.415E-6
Distancia 1 m	1.524E-6
Distancia 2 m	6.923E-7
Distancia 5 m	1.637E-7

### A4.1.3. Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ

Tabla 86 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. Parada

<b>Parada</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
<b>1</b>	2.15E-2	1.139	7.854E+2	1.69E+1
<b>2</b>	5.64E-3	1.143	5.105E+4	2.88E+2
<b>3</b>	4.70E-3	1.146	1.296E+5	6.09E+2
<b>4</b>	1.02E-2	1.156	1.728E+4	1.76E+2
<b>5</b>	5.24E-2	0.891	5.655E+4	2.96E+3
<b>6</b>	2.74E-7	0.529	2.042E+4	5.60E-3
<b>7</b>	4.06E-2	0.891	7.412E+4	3.01E+3
<b>8</b>	1.11E-2	0.890	7.903E+4	8.77E+2

Tabla 87 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 hora de enfriamiento

<b>1 hora de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
<b>1</b>	4.73E-3	1.295	7.854E+2	3.43E+0
<b>2</b>	1.26E-3	1.301	5.105E+4	6.43E+1
<b>3</b>	1.11E-3	1.306	1.296E+5	1.44E+2
<b>4</b>	2.51E-3	1.302	1.728E+4	4.34E+1
<b>5</b>	5.22E-2	0.890	5.655E+4	2.95E+3
<b>6</b>	0	-	2.042E+4	0
<b>7</b>	4.05E-2	0.888	7.412E+4	3.00E+3
<b>8</b>	1.10E-2	0.894	7.903E+4	8.69E+2

Tabla 88 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 día de enfriamiento

<b>1 día de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
<b>1</b>	1.21E-3	1.297	7.854E+2	9.50E-1
<b>2</b>	3.57E-4	1.299	5.105E+4	1.82E+1
<b>3</b>	3.16E-4	1.300	1.296E+5	4.10E+1
<b>4</b>	7.16E-4	1.300	1.728E+4	1.24E+1
<b>5</b>	5.17E-2	0.889	5.655E+4	2.92E+3
<b>6</b>	0	-	2.042E+4	0
<b>7</b>	4.01E-2	0.890	7.412E+4	2.97E+3
<b>8</b>	1.09E-2	0.893	7.903E+4	8.61E+2

Tabla 89 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 semana de enfriamiento

<b>1 semana de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
<b>1</b>	4.11E-5	1.199	7.854E+2	3.23E-2
<b>2</b>	2.01E-6	1.208	5.105E+4	1.03E-1
<b>3</b>	4.32E-7	1.226	1.296E+5	5.60E-2
<b>4</b>	5.38E-7	1.250	1.728E+4	9.30E-3
<b>5</b>	4.86E-2	0.893	5.655E+4	2.75E+3
<b>6</b>	0	-	2.042E+4	0
<b>7</b>	3.77E-2	0.891	7.412E+4	2.79E+3
<b>8</b>	1.03E-2	0.890	7.903E+4	8.14E+2

Tabla 90 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 mes de enfriamiento

<b>1 mes de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
<b>1</b>	4.03E-5	1.198	7.854E+2	3.17E-2
<b>2</b>	1.86E-6	1.198	5.105E+4	9.50E-2
<b>3</b>	3.07E-7	1.198	1.296E+5	3.98E-2
<b>4</b>	2.59E-7	1.196	1.728E+4	4.48E-3
<b>5</b>	3.85E-2	0.896	5.655E+4	2.18E+3
<b>6</b>	0	-	2.042E+4	0
<b>7</b>	2.98E-2	0.895	7.412E+4	2.21E+3
<b>8</b>	8.14E-3	0,895	7.903E+4	6.43E+2

Tabla 91 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 año de enfriamiento

<b>1 año de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
<b>1</b>	3.57E-5	1.198	7.854E+2	2.80E-2
<b>2</b>	1.65E-6	1.200	5.105E+4	8.42E-2
<b>3</b>	2.72E-7	1.198	1.296E+5	3.52E-2
<b>4</b>	2.30E-7	1.195	1.728E+4	3.97E-3
<b>5</b>	1.58E-3	0.905	5.655E+4	8.93E+1
<b>6</b>	0	-	2.042E+4	0
<b>7</b>	1.15E-3	0.904	7.412E+4	8.52E+1
<b>8</b>	3.30E-4	0.903	7.903E+4	2.61E+1

#### A4.1.4. Inventario radiactivo de la sección 10 del RFQ

Tabla 92 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 1. Sección 10 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	6.513E+7	1.055E-3
1 hora	3.547E+7	6.584E-4
1 día	1.032E+7	4.547E-4
1 semana	8.438E+5	4.357E-4
1 mes	8.350E+5	4.321E-4
1 año	7.643E+5	3.830E-4
10 años	3.751E+5	1.174E-4
50 años	1.572E+5	6.134E-7
100 años	1.099E+5	8.614E-10

Tabla 93 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 2. Sección 10 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	1.377E+7	1.231E-4
1 hora	9.626E+6	5.823E-5
1 día	2.760E+6	3.450E-5
1 semana	6.070E+4	2.938E-5
1 mes	5.931E+4	2.913E-5
1 año	5.452E+4	2.582E-5
10 años	2.809E+4	7.917E-6
50 años	1.271E+4	4.135E-8
100 años	8.904E+3	5.807E-11

Tabla 94 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 3. Sección 10 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	9.572E+6	5.723E-5
1 hora	7.356E+6	1.943E-5
1 día	2.099E+6	8.028E-6
1 semana	9.700E+3	4.111E-6
1 mes	8.842E+3	4.075E-6
1 año	8.169E+3	3.612E-6
10 años	4.438E+3	1.107E-6
50 años	2.161E+3	5.785E-9
100 años	1.515E+3	8.123E-12



Tabla 95 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 4. Sección 10 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	1.020E+7	5.576E-5
1 hora	7.986E+6	1.724E-5
1 día	2.277E+6	5.992E-6
1 semana	4.738E+3	1.739E-6
1 mes	3.837E+3	1.723E-6
1 año	3.552E+3	1.527E-6
10 años	1.968E+3	4.682E-7
50 años	9.829E+2	2.446E-9
100 años	6.892E+2	3.434E-12

Tabla 96 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 5. Sección 10 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	2.155E+6	2.453E-4
1 hora	2.094E+6	2.374E-4
1 día	1.694E+6	2.229E-4
1 semana	1.519E+6	2.100E-4
1 mes	1.205E+6	1.677E-4
1 año	2.572E+5	8.070E-6
10 años	2.319E+4	5.692E-8
50 años	7.183E+2	2.214E-10
100 años	5.070E+2	3.101E-11

Tabla 97 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 6. Sección 10 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	1.787E+4	2.787E-5
1 hora	3.378E+1	0
1 día	3.378E+1	0
1 semana	3.375E+1	0
1 mes	3.636E+1	0
1 año	3.196E+1	0
10 años	1.946E+1	0
50 años	2.466E+0	0
100 años	5.760E-1	0

Tabla 98 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 7. Sección 10 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	1.622E+6	1.759E-4
1 hora	1.583E+6	1.728E-4
1 día	1.290E+6	1.668E-4
1 semana	1.156E+6	1.571E-4
1 mes	9.125E+5	1.251E-4
1 año	1.922E+5	5.286E-6
10 años	1.779E+4	1.993E-8
50 años	5.949E+2	1.227E-10
100 años	4.204E+2	2.100E-11

Tabla 99 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 8. Sección 10 del RFQ

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	4.528E+5	5.185E-5
1 hora	4.394E+5	5.004E-5
1 día	3.553E+5	4.671E-5
1 semana	3.187E+5	4.398E-5
1 mes	2.529E+5	3.510E-5
1 año	5.439E+4	1.703E-6
10 años	4.894E+3	1.303E-8
50 años	1.521E+2	7.578E-11
100 años	1.073E+2	9.256E-12

#### A4.1.5. Dosis gamma en el entorno de la sección 10 del RFQ

Tabla 100 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). Parada

Parada	
Detector	Dosis residual (μSv/h)
Superficie externa	4.354E+1
Distancia 1 m	1.289E+1
Distancia 2 m	5.060E+0
Distancia 5 m	1.065E+0

Tabla 101 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). 1 hora de enfriamiento

1 hora de enfriamiento	
Detector	Dosis residual (μSv/h)
Superficie externa	1.693E+1
Distancia 1 m	4.450E+0
Distancia 2 m	1.846E+0
Distancia 5 m	3.670E-1

Tabla 102 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). 1 día de enfriamiento

<b>1 día de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
<b>Superficie externa</b>	1.298E+1
<b>Distancia 1 m</b>	3.451E+0
<b>Distancia 2 m</b>	1.686E+0
<b>Distancia 5 m</b>	3.356E-1

Tabla 103 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). 1 semana de enfriamiento

<b>1 semana de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
<b>Superficie externa</b>	1.197E+1
<b>Distancia 1 m</b>	3.268E+0
<b>Distancia 2 m</b>	1.542E+0
<b>Distancia 5 m</b>	3.075E-1

Tabla 104 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). 1 mes de enfriamiento

<b>1 mes de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
<b>Superficie externa</b>	9.956E+0
<b>Distancia 1 m</b>	2.628E+0
<b>Distancia 2 m</b>	1.246E+0
<b>Distancia 5 m</b>	2.482E-1

Tabla 105 Dosis gamma en el entorno de la sección 10 (RFQ). 1 año de enfriamiento

<b>1 año de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
<b>Superficie externa</b>	1.603E+0
<b>Distancia 1 m</b>	2.874E-1
<b>Distancia 2 m</b>	1.036E-1
<b>Distancia 5 m</b>	2.073E-2

#### A4.1.6. Fotonos emitidos por la sección 10 del RFQ

Tabla 106 Fotonos emitidos por la sección 2 del RFQ. Parada

<b>Parada</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotonos/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotonos /s</b>
<b>1</b>	2.80E+4	1.182	7.854E+2	2.20E+7
<b>2</b>	1.67E+3	1.161	5.105E+4	8.53E+7
<b>3</b>	7.90E+3	1.151	1.296E+5	1.02E+8
<b>4</b>	1.54E+3	1.155	1.728E+4	2.66E+7
<b>5</b>	8.17E+3	0.906	5.655E+4	4.62E+8
<b>6</b>	1.42E+1	5.774	2.042E+4	2.90E+5
<b>7</b>	5.95E+3	0.897	7.412E+4	4.41E+8
<b>8</b>	1.72E+3	0.906	7.903E+4	1.36E+8

Tabla 107 Fotonos emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 hora de enfriamiento

<b>1 hora de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotonos/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotonos /s</b>
<b>1</b>	1.74E+4	1.183	7.854E+2	1.37E+7
<b>2</b>	7.52E+2	1.208	5.105E+4	3.84E+7
<b>3</b>	2.39E+2	1.259	1.296E+5	3.10E+7
<b>4</b>	4.20E+2	1.278	1.728E+4	7.26E+6
<b>5</b>	8.01E+3	0.989	5.655E+4	4.53E+8
<b>6</b>	0	-	2.042E+4	0
<b>7</b>	5.88E+3	0.892	7.412E+4	4.36E+8
<b>8</b>	1.69E+3	0.899	7.903E+4	1.34E+8

Tabla 108 Fotonos emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 día de enfriamiento

<b>1 día de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotonos/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotonos /s</b>
<b>1</b>	1.19E+4	1.201	7.854E+2	9.35E+6
<b>2</b>	4.48E+2	1.209	5.105E+4	2.29E+7
<b>3</b>	1.01E+2	1.237	1.296E+5	1.31E+7
<b>4</b>	1.47E+2	1.265	1.728E+4	2.54E+6
<b>5</b>	7.67E+3	0.885	5.655E+4	4.34E+8
<b>6</b>	0	-	2.042E+4	0
<b>7</b>	5.73E+3	0.886	7.412E+4	4.25E+8
<b>8</b>	1.61E+3	0.881	7.903E+4	1.27E+8

Tabla 109 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 semana de enfriamiento

<b>1 semana de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
<b>1</b>	1.15E+4	1.191	7.854E+2	9.03E+6
<b>2</b>	3.87E+2	1.196	5.105E+4	1.98E+7
<b>3</b>	5.41E+1	1.197	1.296E+5	7.01E+6
<b>4</b>	4.58E+1	1.196	1.728E+4	7.91E+5
<b>5</b>	7.21E+3	0.887	5.655E+4	4.08E+8
<b>6</b>	0	-	2.042E+4	0
<b>7</b>	5.39E+3	0.888	7.412E+4	4.00E+8
<b>8</b>	1.51E+3	0.887	7.903E+4	1.19E+8

Tabla 110 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 mes de enfriamiento

<b>1 mes de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
<b>1</b>	1.14E+4	1.192	7.854E+2	8.95E+6
<b>2</b>	3.83E+2	1.198	5.105E+4	1.96E+7
<b>3</b>	5.36E+1	1.197	1.296E+5	6.95E+6
<b>4</b>	4.53E+1	1.198	1.728E+4	7.83E+5
<b>5</b>	5.74E+3	0.890	5.655E+4	3.25E+8
<b>6</b>	0	-	2.042E+4	0
<b>7</b>	4.27E+3	0.892	7.412E+4	3.17E+8
<b>8</b>	1.20E+3	0.891	7.903E+4	9.48E+7

Tabla 111 Fotones emitidos por la sección 2 del RFQ. 1 año de enfriamiento

<b>1 año de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
<b>1</b>	1.01E+4	1.198	7.854E+2	7.93E+6
<b>2</b>	3.40E+2	1.197	5.105E+4	1.74E+7
<b>3</b>	4.75E+1	1.197	1.296E+5	6.16E+6
<b>4</b>	4.02E+1	1.199	1.728E+4	6.95E+5
<b>5</b>	2.88E+2	0.857	5.655E+4	1.63E+7
<b>6</b>	0	-	2.042E+4	0
<b>7</b>	1.84E+2	0.875	7.412E+4	1.36E+7
<b>8</b>	6.17E+1	0.844	7.903E+4	4.88E+6

#### A4.1.7. Nucleidos dominantes de cara a la actividad específica. Sección 10 del RFQ. Zona 1

Tabla 112 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. Parada

<b>Parada</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Cu 64</b>	3.513E+7	53.94
<b>Cu 62</b>	2.224E+7	34.15
<b>Cu 66</b>	3.916E+6	6.01
<b>Co 60m</b>	1.304E+6	2.00
<b>Ni 65</b>	1.235E+6	1.90
<b>Co 60</b>	6.141E+5	0.94

Tabla 113 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 hora de enfriamiento

<b>1 hora de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Cu 64</b>	3.327E+7	93.80
<b>Ni 65</b>	9.387E+5	2.65
<b>Co 60</b>	6.140E+5	1.73
<b>Cu 62</b>	3.123E+5	0.88
<b>Ni 63</b>	2.213E+5	0.62

Tabla 114 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 día de enfriamiento

<b>1 día de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Cu 64</b>	9.484E+6	91.84
<b>Co 60</b>	6.138E+5	5.94
<b>Ni 63</b>	2.213E+5	2.14

Tabla 115 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 semana de enfriamiento

<b>1 semana de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	6.125E+5	72.60
<b>Ni 63</b>	2.213E+5	26.20
<b>Cu 64</b>	3.668E+3	0.43

Tabla 116 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 mes de enfriamiento

<b>1 mes de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	6.075E+5	72.75
<b>Ni 63</b>	2.212E+5	26.49

Tabla 117 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 año de enfriamiento

<b>1 año de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	5.384E+5	70.46
<b>Ni 63</b>	2.198E+5	28.76

#### **A4.1.8. Nucleidos dominantes de cara a tasa de dosis de contacto. Sección 10 del RFQ. Zona 1**

Tabla 118 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. Parada

<b>Parada</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.368E-4	41.40
<b>Ni 65</b>	1.984E-4	18.81
<b>Co 62m</b>	1.458E-4	13.82
<b>Cu 66</b>	8.504E-5	8.06
<b>Co 62</b>	7.450E-5	7.06
<b>Cu 64</b>	6.568E-5	6.23
<b>Cu 62</b>	4.665E-5	4.42

Tabla 119 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 hora enfriamiento

<b>1 hora de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.368E-4	66.34
<b>Ni 65</b>	1.507E-4	22.89
<b>Cu 64</b>	6.219E-5	9.45
<b>Co 62m</b>	7.335E-6	1.11

Tabla 120 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 día de enfriamiento

<b>1 día de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.367E-4	96.04
<b>Cu 64</b>	1.773E-5	3.90

Tabla 121 Nucleidos dominantes. Tasa dosis de contacto. Zona 1. 1 semana enfriamiento

<b>1 semana de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.357E-4	100

Tabla 122 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 mes de enfriamiento

<b>1 mes de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.321E-4	100

Tabla 123 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 año de enfriamiento.

<b>1 año de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	3.830E-4	100

## A4.2. Cálculos para el DTL

### A4.2.1. Inventario radiactivo de la sección 13 del DTL

Tabla 124 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 1. Sección 13 del DTL

<b>Tiempo de enfriamiento</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>
<b>Parada</b>	1.158E+3	1.254E-8
<b>1 hora</b>	7.606E+2	6.915E-9
<b>1 día</b>	2.188E+2	4.443E-9
<b>1 semana</b>	7.989E+0	4.038E-9
<b>1 mes</b>	7.859E+0	4.004E-9
<b>1 año</b>	7.203E+0	3.549E-9
<b>10 años</b>	3.587E+0	1.088E-9
<b>50 años</b>	1.539E+0	5.684E-12
<b>100 años</b>	1.076E+0	7.982E-15

Tabla 125 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 2. Sección 13 del DTL

<b>Tiempo de enfriamiento</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>
<b>Parada</b>	4.289E+2	1.778E-8
<b>1 hora</b>	3.208E+2	1.329E-8
<b>1 día</b>	1.039E+2	3.391E-9
<b>1 semana</b>	2.544E+1	3.183E-9
<b>1 mes</b>	2.413E+1	3.026E-9
<b>1 año</b>	1.524E+1	1.664E-9
<b>10 años</b>	1.494E+0	1.692E-10
<b>50 años</b>	2.514E-1	8.801E-13
<b>100 años</b>	1.757E-1	1.236E-15



Tabla 126 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 3. Sección 13 del DTL

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	4.579E+2	1.126E-8
1 hora	3.533E+2	7.962E-9
1 día	1.088E+2	2.042E-9
1 semana	1.594E+1	1.829E-9
1 mes	1.511E+1	1.724E-9
1 año	9.724E+0	9.300E-10
10 años	9.619E-1	9.706E-11
50 años	1.376E-1	5.048E-13
100 años	9.616E-2	7.089E-16

Tabla 127 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 4. Sección 13 del DTL

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	1.636E+1	2.557E-8
1 hora	2.296E-2	0
1 día	2.296E-2	0
1 semana	2.294E-2	0
1 mes	2.286E-2	0
1 año	2.171E-2	0
10 años	1.311E-2	0
50 años	1.432E-3	0
100 años	1.341E-4	0

Tabla 128 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 5. Sección 13 del DTL

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	2.668E+2	1.452E-9
1 hora	2.104E+2	5.087E-10
1 día	6.003E+1	1.967E-10
1 semana	1.939E-1	8.462E-11
1 mes	1.698E-1	8.388E-11
1 año	1.560E-1	7.435E-11
10 años	7.994E-2	2.279E-11
50 años	3.584E-2	1.191E-13
100 años	2.508E-2	1.672E-16

Tabla 129 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 6. Sección 13 del DTL

<b>Tiempo de enfriamiento</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>
<b>Parada</b>	3.023E+2	1.618E-9
<b>1 hora</b>	2.388E+2	5.435E-10
<b>1 día</b>	6.812E+1	1.984E-10
<b>1 semana</b>	1.708E-1	7.116E-11
<b>1 mes</b>	1.436E-1	7.052E-11
<b>1 año</b>	1.320E-1	6.251E-11
<b>10 años</b>	6.807E-2	1.916E-11
<b>50 años</b>	3.081E-2	1.001E-13
<b>100 años</b>	2.157E-2	1.406E-16

Tabla 130 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 7. Sección 13 del DTL

<b>Tiempo de enfriamiento</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>
<b>Parada</b>	6.314E+1	7.410E-9
<b>1 hora</b>	6.112E+1	7.065E-9
<b>1 día</b>	4.920E+1	6.430E-9
<b>1 semana</b>	4.413E+1	6.057E-9
<b>1 mes</b>	3.498E+1	4.844E-9
<b>1 año</b>	7.501E+0	2.542E-10
<b>10 años</b>	6.642E-1	2.612E-12
<b>50 años</b>	2.081E-2	1.399E-14
<b>100 años</b>	1.468E-2	6.229E-16

Tabla 131 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 8. Sección 13 del DTL

<b>Tiempo de enfriamiento</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>
<b>Parada</b>	1.047E+2	1.157E-8
<b>1 hora</b>	1.020E+2	1.125E-8
<b>1 día</b>	8.292E+1	1.066E-8
<b>1 semana</b>	7.431E+1	1.004E-8
<b>1 mes</b>	5.864E+1	8.010E-9
<b>1 año</b>	1.239E+1	3.585E-10
<b>10 años</b>	1.135E+0	2.211E-12
<b>50 años</b>	3.764E-2	1.197E-14
<b>100 años</b>	2.659E-2	6.415E-16

Tabla 132 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 9. Sección 13 del DTL

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	2.82E+2	4.408E-7
1 hora	3.936E-1	0
1 día	3.935E-1	0
1 semana	3.931E-1	0
1 mes	3.918E-1	0
1 año	3.721E-1	0
10 años	2.246E-1	0
50 años	2.426E-2	0
100 años	1.996E-3	0

Tabla 133 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 10. Sección 13 del DTL

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	4.253E+1	4.899E-9
1 hora	4.125E+1	4.699E-9
1 día	3.330E+1	4.329E-9
1 semana	2.986E+1	4.077E-9
1 mes	2.364E+1	3.258E-9
1 año	5.047E+0	1.623E-10
10 años	4.523E-1	1.494E-12
50 años	1.447E-2	8.070E-15
100 años	1.021E-2	4.182E-16

Tabla 134 Actividad específica y tasa de dosis de contacto en la zona 11. Sección 13 del DTL

Tiempo de enfriamiento	Actividad específica (Bq/Kg)	Tasa de dosis de contacto (Sv/h)
Parada	1.294E+1	1.669E-9
1 hora	1.240E+1	1.539E-9
1 día	9.822E+0	1.310E-9
1 semana	8.826E+0	1.233E-9
1 mes	7.045E+0	9.902E-10
1 año	1.555E+0	6.395E-11
10 años	1.304E-1	9.954E-13
50 años	3.651E-3	5.285E-15
100 años	2.569E-3	1.852E-16

## A4.2.2. Dosis gamma en el entorno de la sección 13 del DTL

Tabla 135 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). Parada

<b>Parada</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
Superficie externa	3.306E-3
Distancia 1 m	1.413E-3
Distancia 2 m	7.486E-4
Distancia 5 m	2.126E-4

Tabla 136 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). 1 hora de enfriamiento

<b>1 hora de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
Superficie externa	1.133E-3
Distancia 1 m	4.529E-4
Distancia 2 m	2.345E-4
Distancia 5 m	6.491E-5

Tabla 137 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). 1 día de enfriamiento

<b>1 día de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
Superficie externa	9.356E-4
Distancia 1 m	3.732E-4
Distancia 2 m	1.928E-4
Distancia 5 m	5.309E-5

Tabla 138 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). 1 semana de enfriamiento

<b>1 semana de enfriamiento</b>	
<b>Detector</b>	<b>Dosis residual (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
Superficie externa	8.553E-4
Distancia 1 m	3.407E-4
Distancia 2 m	1.758E-4
Distancia 5 m	4.883E-5

Tabla 139 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). 1 mes de enfriamiento

1 mes de enfriamiento	
Detector	Dosis residual ( $\mu\text{Sv/h}$ )
Superficie externa	6.973E-4
Distancia 1 m	2.776E-4
Distancia 2 m	1.432E-4
Distancia 5 m	3.981E-5

Tabla 140 Dosis gamma en el entorno de la sección 13 (DTL). 1 año de enfriamiento

1 año de enfriamiento	
Detector	Dosis residual ( $\mu\text{Sv/h}$ )
Superficie externa	5.236E-5
Distancia 1 m	2.088E-5
Distancia 2 m	1.083E-5
Distancia 5 m	3.003E-6

### A4.2.3. Fotones emitidos por la sección 13 del DTL

Tabla 141 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. Parada

Parada				
Zona	Fotones/cm <sup>3</sup> s	Energía media (MeV)	Volumen (cm <sup>3</sup> )	Fotones /s
1	3.37E-1	1.169	1.640E+3	5.53E+2
2	4.55E-1	1.160	3.691E+4	1.68E+4
3	2.88E-1	1.163	3.699E+4	1.07E+4
4	1.30E-2	5.784	6.742E+3	8.76E+1
5	3.99E-2	1.157	7.106E+3	2.84E+2
6	4.46E-2	1.154	8.819E+4	3.93E+3
7	2.44E-1	0.913	1.380E+5	3.37E+4
8	3.88E-1	0.902	1.383E+5	5.37E+4
9	2.23E-1	5.829	9.402E+4	2.10E+4
10	1.62E-1	0.913	2.864E+5	4.64E+4
11	5.32E-2	0.934	2.870E+5	1.53E+4

Tabla 142 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. 1 hora de enfriamiento

<b>1 hora de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
1	1.81E-1	1.193	1.640E+3	2.97E+2
2	3.43E-1	1.154	3.691E+4	1.27E+4
3	2.04E-1	1.161	3.699E+4	7.55E+3
4	0	-	6.742E+3	0
5	1.24E-2	1.274	7.106E+3	8.81E+1
6	1.32E-2	1.272	8.819E+4	1.16E+3
7	2.37E-1	0.902	1.380E+5	3.27E+4
8	3.82E-1	0.895	1.383E+5	5.28E+4
9	0	-	9.402E+4	0
10	1.58E-1	0.898	2.864E+5	4.52E+4
11	5.07E-2	0.913	2.870E+5	1.45E+4

Tabla 143 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. 1 día de enfriamiento

<b>1 día de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
1	1.16E-1	1.206	1.640E+3	1.90E+2
2	1.13E-1	0.955	3.691E+4	4.17E+3
3	6.63E-2	0.971	3.699E+4	2.45E+3
4	0	-	6.742E+3	0
5	4.89E-3	1.253	7.106E+3	3.47E+1
6	4.90E-3	1.259	8.819E+4	4.32E+2
7	2.22E-1	0.882	1.380E+5	3.06E+4
8	3.68E-1	0.883	1.383E+5	5.09E+4
9	0	-	9.402E+4	0
10	1.50E-1	0.880	2.864E+5	4.30E+4
11	4.55E-2	0.879	2.870E+5	1.31E+4

Tabla 144 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. 1 semana de enfriamiento

<b>1 semana de enfriamiento</b>				
<b>Zona</b>	<b>Fotones/cm<sup>3</sup>s</b>	<b>Energía media (MeV)</b>	<b>Volumen (cm<sup>3</sup>)</b>	<b>Fotones /s</b>
1	1.06E-1	1.198	1.640E+3	1.74E+2
2	1.07E-1	0.943	3.691E+4	3.95E+3
3	6.12E-2	0.949	3.699E+4	2.26E+3
4	0	-	6.742E+3	0
5	2.23E-3	1.197	7.106E+3	1.58E+1
6	1.87E-3	1.197	8.819E+4	1.65E+2
7	2.09E-1	0.885	1.380E+5	2.88E+4
8	3.46E-1	0.884	1.383E+5	4.78E+4
9	0	-	9.402E+4	0
10	1.34E-1	0.880	2.864E+5	3.84E+4
11	4.29E-2	0.876	2.870E+5	1.23E+4

Tabla 145 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. 1 mes de enfriamiento

1 mes de enfriamiento				
Zona	Fotones/cm <sup>3</sup> s	Energía media (MeV)	Volumen (cm <sup>3</sup> )	Fotones /s
1	1.03E-1	1.194	1.640E+3	1.69E+2
2	9.77E-2	0.947	3.691E+4	3.61E+3
3	5.51E-2	0.950	3.699E+4	2.04E+3
4	0	-	6.742E+3	0
5	2.21E-3	1.194	7.106E+3	1.57E+1
6	1.86E-3	1.193	8.819E+4	1.64E+2
7	1.67E-1	0.886	1.380E+5	2.30E+4
8	2.74E-1	0.890	1.383E+5	3.79E+4
9	0	-	9.402E+4	0
10	1.12E-1	0.885	2.864E+5	3.21E+4
11	2.89E-2	0.875	2.870E+5	8.29E+3

Tabla 146 Fotones emitidos por la sección 13 del DTL. 1 año de enfriamiento

1 año de enfriamiento				
Zona	Fotones/cm <sup>3</sup> s	Energía media (MeV)	Volumen (cm <sup>3</sup> )	Fotones /s
1	9.34E-2	1.199	1.640E+3	1.53E+2
2	5.38E-2	0.975	3.691E+4	1.99E+3
3	3.00E-2	0.976	3.699E+4	1.11E+3
4	0	-	6.742E+3	0
5	1.96E-3	1.193	7.106E+3	1.39E+1
6	1.65E-3	1.193	8.819E+4	1.46E+2
7	9.36E-3	0.832	1.380E+5	1.29E+3
8	1.28E-2	0.859	1.383E+5	1.77E+3
9	0	-	9.402E+4	0
10	5.92E-3	0.839	2.864E+5	1.70E+3
11	2.46E-3	0.800	2.870E+5	7.06E+2

#### A4.2.4. Nucleidos dominantes de cara a la actividad específica. Sección 13 del DTL. Zona 1

Tabla 147 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. Parada

Parada		
Nucleido	Actividad específica (Bq/Kg)	Contribución (%)
<b>Cu 64</b>	7.812E+2	67.40
<b>Cu 62</b>	2.217E+2	19.10
<b>Cu 66</b>	1.192E+2	10.30
<b>Co 60m</b>	1.206E+1	1.04

Tabla 148 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 hora de enfriamiento

<b>1 hora de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Cu 64</b>	7.397E+2	97.20
<b>Ni 65</b>	8.724E+0	1.15
<b>Co 60</b>	5.690E+0	0.75

Tabla 149 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 día de enfriamiento

<b>1 día de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Cu 64</b>	2.108E+2	96.30
<b>Co 60</b>	5.688E+0	2.60
<b>Ni 63</b>	2.167E+0	0.99

Tabla 150 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 semana de enfriamiento

<b>1 semana de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	5.676E+0	71.05
<b>Cu 64</b>	8.157E-2	21.02

Tabla 151 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 mes de enfriamiento

<b>1 mes de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	6.629E+0	71.60
<b>Ni 63</b>	2.166E+0	27.60

Tabla 152 Nucleidos dominantes. Actividad específica. Zona 1. 1 año de enfriamiento

<b>1 año de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Actividad específica (Bq/Kg)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.989E+0	69.20
<b>Ni 63</b>	2.152E+0	29.90



#### A4.2.5. Nucleidos dominantes de cara a tasa de dosis de contacto. Sección 13 del DTL. Zona 1

Tabla 153 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. Parada

<b>Parada</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.048E-9	32.30
<b>Cu 66</b>	2.590E-9	20.61
<b>Ni 65</b>	1.844E-9	14.73
<b>Cu 64</b>	1.460E-9	11.60
<b>Co 62m</b>	1.394E-9	11.18
<b>Co 62</b>	7.125E-10	5.68
<b>Cu 62</b>	4.651E-10	3.71

Tabla 154 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 hora enfriamiento

<b>1 hora de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.048E-9	58.50
<b>Ni 65</b>	1.400E-9	20.25
<b>Cu 64</b>	1.383E-9	20.00

Tabla 155 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 día enfriamiento

<b>1 día de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.046E-9	91.02
<b>Cu 64</b>	3.942E-10	8.87

Tabla 156 Nucleidos dominantes. Tasa dosis de contacto. Zona 1. 1 semana enfriamiento

<b>1 semana de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.038E-9	100

Tabla 157 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 mes de enfriamiento

<b>1 mes de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	4.004E-9	100

Tabla 158 Nucleidos dominantes. Tasa de dosis de contacto. Zona 1. 1 mes de enfriamiento

<b>1 año de enfriamiento</b>		
<b>Nucleido</b>	<b>Tasa de dosis de contacto (Sv/h)</b>	<b>Contribución (%)</b>
<b>Co 60</b>	3.549E-9	100

## REFERENCIAS

- [Acciona, 2009] Composición de los hormigones para el estudio de su comportamiento frente a blindaje y activación. Acciona. 2010.
- [Anderl, 1999] R.A. Anderl, M.R. Hankins, G.R. Longhurst, R.J. Pawelko. *J. Nucl. Mater.*, 266–269 (1999), pp. 761–765
- [Arranz, 2011] F. Arranz, B. Brañas, M. Busch, M. González, A. Muñoz, B. Szcapaniak, L. Castro, P. Galán, D. Iglesias, J. Lapena, 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. Issue: 2. Pages: 538-543. Published: AUG 2011
- [Bashter, 1997] I. I. Bashter. Calculation of radiation attenuation coefficients for shielding concretes. *Ann. Nucl. Energy*, Vol. 24, No. 17, pp 1389-1401, 1997
- [Brown, 2011] J. H. Brown et al. Energetic limits to economic growth. *BioScience* 61: 19–26. ISSN 0006-3568, electronic ISSN 1525-3244. [www.ucpressjournals.com/reprintinfo.asp](http://www.ucpressjournals.com/reprintinfo.asp). doi:10.1525/bio.2011.61.1.7
- [Blideanu, 2011] V. Blideanu, M. García et al. Deuteron cross section evaluation for safety and radioprotection calculations of IFMIF/EVEDA accelerator prototype. *Journal of Nuclear Materials*. Volume 417, Issues 1–3, 1 October 2011, Pages 1271–1274. Proceedings of ICFRM-14. doi:10.1016/j.jnucmat.2010.12.270 Published: OCT 1 2011
- [Bologna, 2006] Minutes of the Meeting on Beam Losses Evaluation and activation Analysis of IFMIF Bologna, November 14-15th, 2006
- [Bosland, 2009] P. Bosland. The superconducting prototype LINAC for IFMIF. Proceedings of SRF2009, Berlin, Alemania.
- [Boutard, 2006] J.L. Boutard et al. Modelling irradiation effects of EUROFER under Fusion Power Plant-relevant conditions. 21th SOFT, 2006.
- [Brañas, 2009] B. Brañas, D. Iglesias, F. Arranz, G. Barrera, N. Casal, M. García, J. Gómez, D. López, J. I. Martínez, F. Martin-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*. Volume: 84. Issue: 2-6. Pages: 509-513. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2008.12.078. Published: JUN 2009

[Brañas, 2010] B. Brañas. Comunicación privada.

[Brown, 2011] James H. Brown, William R. Burnside, Ana D. Davidson, John P. DeLong, William C. Dunn, Marcus J. Hamilton, Norman Mercado-Silva, Jeffrey C. Nekola, Jordan G. Okie, William H. Woodruff, and Wenyun Zuo. Energetic Limits to Economic Growth. American Institute of Biological Science. *BioScience* 61: 19–26. ISSN 0006-3568, electronic ISSN 1525-3244. 2011.

[CATIA, 2010] CATIA V5 Software. Dassault Systemes. 2010

[CEA, 2003] CEA-DSM-DAPNIA-SACM. Contribution to the IFMIF transition phase 2003, report DSM/DAPNIA 04/35

[Croff, 1980] A. G. Croff. A User's Manual for the ORIGEN2 computer code. ORNL/TM-7175, 1980.

[Comunian, 2008] M. Comunian, A. Pisent. Beam dynamics of the IFMIF/EVEDA RFQ. Proceedings of EPAC08, Genoa, Italy

[DDR, 2011] Engineering Design Report. IFMIF-EVEDA Hebt&Beam Dump. (2011)

[Drosg, 2000] M. Drosg. DROSG-2000/NEUYIE. Neutron Source Reactions. Institute for Experimental Physics, University of Vienna, Austria.

[Duperrier, 2002] R. Duperrier, N. Pichoff, D. Uriot. P.M.A. Sloop (Ed.), Proceedings of ICCS- 2002, Amsterdam, Springer Verlag, Berlin (2002), p. 411

[EXFOR] EXFOR Systems Manual, IAEA-NDS-207 (BNLNCS-63330-00/04-Rev.)

[Fukui, 1995] M. Fukui, R. Sakamoto, K. Araki, T. Fujiwara, T. Muroga, N. Yoshida. *J. Nucl. Mater.*, 220–222 (1995), pp. 810–814

[Forrest, 2007a] R.A. Forrest, J. Kopecky, J-Ch. Sublet, “The European Activation File: EAF-2007 deuteron and proton-induced cross section libraries”, UKAEA FUS 536 (March 2007)

- [Forrest, 2007b] R.A. Forrest, J. Kopecky and J.-Ch. Sublet ‘The European Activation File: EAF-2007 neutron-induced cross section libraries’, UKAEA FUS 535, and R.A. Forrest, “EAF-2007 decay data library” UKAEA FUS 537, March 2007.
- [Garin, 2009] P. Garin et al. Main baseline of IFMIF/EVEDA project. *Fusion Engineering and Design* 84 (2009) 259–264
- [García, 2009] M. García, J. Sanz, P. Sauvan, F. Ogando, D. López, A. Mayoral, V. Blideanu, C. Moreno. Decay gamma dose rates in the EVEDA accelerator: impact of the deuteron loss uncertainties in accelerator maintenance. *Nuclear Technology*. Volume: 168. Issue: 1. Special Issue: SI. Pages: 132-138. Published: OCT 2009
- [García, 2010] 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", *Proc. of Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities 2010 (SATIF-10)*, Switzerland (June 2010)
- [García, 2011] M. García, F. Ogando, D. López. Final design of the LIPAc Beam Dump shielding: optimization of the front part and compliance with dose requirements. *TECF3IR-17*. 2011
- [García, 2012] 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, Pages 265-271. July 2012
- [ICRP, 1996] ICRP. “Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation”. International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 74. Tarrytown, NY (1996)
- [IFMIF, 2004] IFMIF Comprehensive Design Report. IFMIF International Team. International Energy Agency. 2004.
- [Iglesias, 2011] 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. Volume: 417. Issue: 1-3. Pages: 1275-1279. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2010.12.273. Published: OCT 1 2011

[Implementation Design Report, 2008] Implementation Design Report of the IFMIF/EVEDA Accelerator Prototype Facility Building. JAEA. 15 February, 2008

[JAEA, 2008] Implementation Design Report of the IFMIF/EVEDA Accelerator Prototype Facility Building

[Joyer, 2008] P. Joyer, J. M. Dumas, V. Blideanu, J. Sanz, M. García, A. Mayoral. "IFMIF / EVEDA accelerator nuclear safety issues and nuclear data needs". Proc. Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-9) ORNL SNS, Oak Ridge, TN, USA. (2008)

[Joyer, 2010] CEA, CIEMAT, UNED. Assumptions for Radioprotection and Safety calculations of EVEDA prototype accelerator. 2010.

[Koning, 2007] A. J. Koning, S. Hilaire, M. C. Duijvestijn, "TALYS-1.0". Proceedings of Inter. Conf. on Nucl. Data for Sci. and Techn. (Nice, France, 2007), p. 211

[Koning, 2010] A. J. Koning, D. Rochman <http://www.talys.eu/tendl-2010/>

[Lackner, 2002] K. Lackner et al. Long-term fusion strategy in Europe. Journal of Nuclear Materials 307–311 (2002) 10–20.

[Longhurst, 2004] TMAP7: 1D, transport of tritium and other gas in materials via diffusion model, Longhurst, INNEL. G.R. Longhurst, TMAP7 Users Manual, INEEL/EXT-04-02352, INNEL, Oct. 2004.

[López, 2013] D. López. 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. Tesis Doctoral. 2013

[Mayoral, 2011] 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. Volume: 417. Issue: 1-3. Pages: 1288-1293. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2010.12.274. Published: OCT 1 2011

- [Mosnier, 2008] A. Mosnier et al. The IFMIF-EVEDA accelerator activities. Proceedings of EPAC08, Genoa, Italy. THPP077
- [Nakamura, 2009] H. Nakamura et al. Status of engineering design of liquid lithium target in IFMIF-EVEDA. *Fusion Engineering and Design* 84 (2009) 252–258
- [Niita, 2006] K. Niita, T. Sato, H. Iwase, H. Nose, H. Nakashima, L. Sihver. "Particle and Heavy Ion Transport Code System; PHITS", *Radiat. Meas.*, 41 (2006), pp. 1080–1090
- [Ogando, 2010] F. Ogando, M. García, D. López, P. Sauvan, J. Sanz, A. Mayoral. TECF3IR- 01 (2010)
- [Ortego, 2009] P. Ortego. Comunicación privada.
- [Panigrahi, 1996] B. Panigrahi, K.G.M. Nair, K. Krishan. *Bull. Mater. Sci.*, 19 (1) (1996), pp. 61–72
- [PDR, 2009] IFMIF/EVEDA CIEMAT and TECF3IR teams, "Preliminary Design Report of IFMIF/EVEDA Beam Dump" (2009)
- [Pelowitz, 2008] D. B. Pelowitz, ed.: MCNPX User's manual, Version 2.5.0. LA-CP-05-0369 (2005). J. S. Hendricks et al.: 'MCNPX 2.6.0 Extensions' LA-UR-08-2216. <http://mcnpx.lanl.gov> (2008).
- [Ripper, xxx] K. A. Van Ripper. Moritz Geometry Tool. An Interactive Geometry Editor/Viewer for MCNP & MCNPX. White Rock Science.
- [Sanz, 2007] J. Sanz, M. García, P. Sauvan, D. López, M. Embid, C. Moreno, L. Sedano (UNED-Instituto de Fusión Nuclear, CIEMAT). 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. EFDA Task: TW6-TTMI-004, deliverable 3 (Final Report). September 2007
- [Sanz, 2008] J. Sanz, O. Cabellos and N. García-Herranz, 'ACAB -2008: Activation Code V2008', Nuclear Energy Agency NEA Data Bank. NEA-1839, (2008)

- [Sanz, 2009a] 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*. Volume: 386-88. Pages: 991-993. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2008.12.277. Published: APR 30 2009
- [Sanz, 2009b] 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. Issue: 1. Pages: 273-280. Published: JUL 2009
- [Sanz, 2010] 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
- [Sauer, 2007] A. Sauer, H. Klein, H. Podlech, U. Ratzinger, R. Tiede. Assessment of Beam Losses along the Accelerator Line for Dose Calculations. EFDA Task: TW5-TTMI-001, Deliverable 3. July 2007. IAP, University of Frankfurt, Germany.
- [Sauvan, 2010] P. Sauvan, J. Sanz, F. Ogando. New capabilities for Monte Carlo simulation of deuteron transport and secondary products generation. *Nuclear Inst. and Methods in Physics Research, A* 614 (2010) 323-330
- [Sauvan, 2011] P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, F. Ogando, M. García, D. López, A.J. Koning, A. Ibarra. Computational Tools and Nuclear Data for Radioprotection Studies in Low Energy Light Ions Accelerators. *Journal of the Korean Physical Society*. Volume: 59. Issue: 2. Special Issue: SI. Pages: 1195-1198. DOI: 10.3938/jkps.59.1195. Part 3. Published: AUG 2011
- [Shannon, 2000] A. Moslang, K. Ehrlich, T.E. Shannona, M.J. Rennich, R.A. Jameson, T. Kondob, H. Katsuta, H. Maekawa, M. Martone, V. Teplyakov. Suitability and feasibility of the International Fusion Materials Irradiation Facility (IFMIF) for fusion materials studies. *Nucl. Fusion* 40 619. 2000



- [Shigyo, 2011] 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.
- [Shinto, 2010] K. Shinto y C. Vermare. Present Status of the accelerator system in the IFMIF/EVEDA project. J. Plasma Fusion Res. SERIES, Vol.9 (2010)
- [Simakov, 2007] S.P. Simakov, P. Bém, V. Burjan, U. Fischer, R.A. Forrest, M. Götz, et al., Activation of the IFMIF prototype accelerator and beam dump by deuterons and protons, ISFNT-8, Heidelberg, October 2007.
- [Simakov, 2008] S. P. Simakov. McDeLicious Workshop. Institut für Reaktorsicherheit, Forschungszentrum, Karlsruhe (Alemania). Marzo 2008.
- [Smith, 2000] H. V. Smith Jr. and J. D. Schneider. Status report on the low-energy demonstration accelerator (LEDA). US Department of Energy.
- [Smith, 2004] C. L. Smith. The fast track to fusion power. UKAEA. Culham. Vilamoura 1 November 2004.
- [Smith, 2005] C. L. Smith et al. The need for fusion. Fusion Engineering and Design 74 (2005) 3–8. doi:10.1016/j.fusengdes.2005.08.015
- [Tsunematsu, 2009] T. Tsunematsu. Broader Approach to fusion energy. Fusion Engineering and Design 84 (2009) 122–124
- [Wakai, 2010] E. Wakai et al. Status of Japanese Design and Validation Activities of Test Facilities in IFMIF/EVEDA.
- [Wu, 1992] MCAM. Y. Wu, CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation. Fusion Eng.Des.;84(2009)1987-1992.
- [Ziegler, 2006] J.F.Ziegler, J.P.Biersack. SRIM 2006 Code. The Stopping and Range of Ions in Matter.

## BREVE CURRICULUM del AUTOR relacionado con la TESIS

**Nombre:** Mauricio

**Apellidos:** García Camacho

**Nacionalidad:** Española

**Teléfono:** +34692809573

**Correo electrónico:** maurigarcia@hotmail.com

### Formación Académica

Titulación Superior	Centro	Fecha
Ingeniero Industrial	UNED	2005
Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear	UPM	2008
Diploma de estudios avanzados (DEA)	UNED	2010

### Actividades de carácter científico profesional

Puesto	Institución	Fechas
Becario Pre doctoral	Instituto de Fusión Nuclear (UPM)	2006-2007
Becario Pre doctoral	E.T.S.I. Industriales (UNED)	2008-2009
Profesor Ayudante Ingeniería Nuclear	E.T.S.I. Industriales (UNED)	2009
Personal investigador contratado	E.T.S.I. Industriales (UNED)	2010-2012

### Artículos en revistas internacionales recogidas en el *Journal of Citations Report (JCR)*

- 1 Neutron induced activation in the EVEDA Accelerator materials: Implications for the accelerator maintenance.  
J. Sanz, **M. García**, P. Sauvan, D. López, C. Moreno, A. Ibarra, L. Sedano  
Conférence: 13th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-13)  
Location: Nice, FRANCE Date: DEC 10-14, 2007  
Journal of Nuclear Materials. Volume: 386. Pages: 991-993.  
DOI: 10.1016/j.jnucmat.2008.12.277. Published: APR 30 2009

2. Design of a Beam Dump for the IFMIF-EVEDA Accelerator  
 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  
 Conference: 25th Symposium on Fusion Technology Location: Rostock, GERMANY Date: SEP 15-19, 2008. Sponsor(s): Max Planck Inst Plasmphys  
 Fusion Engineering and Design. Volume: 84 Issue: 2-6. Pages: 509-513.  
 DOI: 10.1016/j.fusengdes.2008.12.078. Published: JUN 2009
  
3. First IFMIF/EVEDA radioprotection studies for the preliminary design of the accelerator beam dump  
 J. Sanz, **M. García**, F. Ogando, A. Mayoral, D. López, P. Sauvan, B. Brañas  
 Conference: 18th American-Nuclear-Society Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy Location: San Francisco, CA Date: SEP 28-OCT 02, 2008  
 Sponsor(s): Amer Nucl Soc, No California Sect; Amer Nucl Soc, Fusion Energy Div; Atom Energy Soc Japan; Lawrence Livermore Natl Lab  
 Fusion Science And Technology. Volume: 56. Issue: 1. Pages: 273-280. Published: 2009
  
4. Decay Gamma Dose Rates in the EVEDA accelerator: Impact of the deuteron losses uncertainties in the accelerator maintenance  
**M. García**, J. Sanz, P. Sauvan, F. Ogando, D. López, C. Moreno, A. Mayoral  
 Conference: 11th International Conference on Radiation Shielding/15th Topical Meeting of the Radiation-Protection-and-Shielding-Division of American-Nuclear-Society Location: Pine Mt, GA Date: APR 13-18, 2008  
 Sponsor(s): Amer Nucl Soc, Radiat Protect & Shielding Div  
 Nuclear Technology. Volume: 168. Issue: 1. Pages: 132-138. Published: OCT 2009
  
5. Evaluation of the electroforming technique for IFMIF/EVEDA Beam Dump manufacturing  
 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  
 Conference: 19th Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy (TOFE-19) Location: Las Vegas, NV Date: NOV 08-11, 2011  
 Sponsor(s): Amer Nucl Soc Fus Energy Div; US Dept Energy; Atom Energy Soc Japan; Gen Atom; Univ California

Fusion Science and Technology. Volume: 60. Issue: 2. Pages: 538-543 Published: AUG 2011

6. Relevance of d-D interactions on neutron and tritium production in IFMIF-EVEDA accelerator prototype  
A. Mayoral, J. Sanz, P. Sauvan, D. López, **M. García**, F. Ogando.  
Conference: 14th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM) Location: Sapporo, JAPAN Date: SEP 07-12, 2009  
Journal of Nuclear Materials Volume: 417 Issue: 1-3 Pages: 1288-1293  
DOI: 10.1016/j.jnucmat.2010.12.274 Published: OCT 1 2011
7. The IFMIF-EVEDA accelerator Beam Dump design  
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  
Conference: 14th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM) Location: Sapporo, JAPAN Date: SEP 07-12, 2009  
Journal of Nuclear Materials. Volume: 417. Issue: 1-3. Pages: 1275-1279  
DOI: 10.1016/j.jnucmat.2010.12.273 Published: OCT 1 2011
8. Deuteron cross section evaluation for safety and radioprotection calculations of IFMIF/EVEDA accelerator prototype  
V. Blideanu, **M. García**, P. Joyer, D. López, A. Mayoral, F. Ogando, J. Sanz, P. Sauvan  
Conference: 14th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM) Location: Sapporo, JAPAN Date: SEP 07-12, 2009  
Journal of Nuclear Materials. Volume: 417. Issue: 1-3. Pages: 1271-1274  
DOI: 10.1016/j.jnucmat.2010.12.270 Published: OCT 1 2011
9. Computational Tools and Nuclear Data for Radioprotection Studies in Low Energy Light Ions Accelerators.  
P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, F. Ogando, **M. García**, D. López, A. J. Koning, A. Ibarra.  
Journal of the Korean Physical Society. Volume: 59. Issue: 2. Pages: 1195-1198  
DOI: 10.3938/jkps.59.1195 Published: AUG 2011

10. Sensitivity to nuclear data in the radioprotection design of the LIPAC (IFMIF/EVEDA) BEAM DUMP  
**M. García**, F. Ogando, P. Sauvan, J. Sanz, D. López, B. Brañas  
 Conference: 15th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM) Location: Charleston, SC Date: OCT 16-22, 2011  
 Fusion Science and Technology. Volume: 62. Issue: 1. Pages: 265-27. Published: JUL-AUG 2012
11. Radioprotection analysis for the high energy beam transport line of the accelerator facility of IFMIF  
 F. Ogando, A. Mayoral, R. Juarez, A. Delgado, F. Mota, K. Kondo, **M. García**, P. Sauvan, J. Sanz, A. Ibarra, J. Molla  
 Conference: 15th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM) Location: Charleston, SC Date: OCT 16-22, 2011  
 Fusion Science and Technology. Volume: 62. Issue: 1. Pages: 240-245. Published: JUL-AUG 2012

### Otros artículos

1. Radiological Hazards Assessments for the Beam Dump of High Intensity Deuteron Accelerators  
 D. López , **M. García**, J. Sanz, F. Ogando, P. Sauvan, A. Mayoral  
 Proceedings EPAC2008
2. Estudio de radioprotección del acelerador EVEDA/IFMIF orientado a operaciones de mantenimiento.  
 F. Ogando, J. Sanz, **M. García**, P. Sauvan, D. López, A. Mayoral  
 Proceedings 34ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española  
 Murcia, 29-31 Octubre 2008
3. Protección radiológica en aceleradores de iones diseñados para desarrollo de tecnologías de fusión: necesidad de una nueva metodología computacional  
 J. Sanz, P. Sauvan, F. Ogando, **M. García**, D. López, A. Mayoral, F. Ortiz, J. P. Catalán,  
 P. Antón, O. Cabellos, J.M Perlado, R. Vila, B. Brañas, A. Ibarra

Proceedings 35ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española  
Sevilla, 28-30 Octubre 2009

4. Aplicabilidad de hormigones impregnados con polímeros a instalaciones de fusión nuclear: Caracterización mecánica, capacidad de blindaje y activación  
M.A. París, A. Sanjurjo, M. Díaz-Llanos, J. Sanz, A. Mayoral, D. López, **M. García**, F. Ogando, P. Sauvan, J.P. Catalán  
Proceedings 35ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española  
Sevilla, 28-30 Octubre 2009
5. Caracterización de Hormigones Reforzados para su aplicación en Instalaciones Nucleares de Fusión  
M.A. París, A. Sanjurjo, M. Díaz-Llanos, J. Sanz, J.P. Catalán, D. López, **M. García**, A. Mayoral, F. Ogando, P. Sauvan  
Proceedings 36ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española  
Santiago de Compostela, 6-8 Octubre 2010
6. Diseño del blindaje del Beam Dump del acelerador IFMIF/EVEDA  
**M. García**, F. Ogando, P. Ortego, C. Töre, D. López, J.M. Arroyo, B. Brañas, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz  
Proceedings 36ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española  
Santiago de Compostela, 6-8 Octubre 2010
7. Computational Tools and Nuclear data for radioprotection studies in low energy light ions accelerators  
P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, A.J. Koning, F. Ogando, **M. García**, D. López, A. Ibarra  
Proceedings ND2010
8. Optimized design of local shielding for the IFMIF/EVEDA beam dump  
**M. García**, F. Ogando, P. Ortego, J.M. Arroyo, B. Brañas, C. Töre, D. López, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz  
Proceedings SATIF-10  
CERN, Ginebra, 2-4 Junio 2010.

9. Methodology to address radioprotection and safety issues in the IFMIF/EVEDA accelerator prototype  
J. Sanz, P. Sauvan, F. Ogando, D. López, **M. García**, A. Mayoral, F. Ortíz, V. Blideanu, P. Joyer  
Proceedings SATIF-10  
CERN, Ginebra, 2-4 Junio 2010.
10. Computational Tools and Nuclear data for radioprotection studies in low energy light ions accelerators  
P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, F. Ogando, **M. García**, D. López  
Proceedings 3<sup>th</sup> IFMIF Workshop
11. Design and radioprotection analysis of a Beam Dump shield for the IFMIF/EVEDA facility  
F. Ogando, **M. García**, D. López, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, J.M. Arroyo, B. Brañas, P. Ortego, C. Töre  
Proceedings 3<sup>th</sup> IFMIF Workshop
12. Material irradiation laboratory: preliminary radioprotection assessment  
A. Mayoral, J. Sanz, P. Sauvan, P. Bolaños, D. López, F. Ogando, **M. García**, J.P.Catalán  
Proceedings 1<sup>st</sup> TechnoFusión Workshop
13. Computational tools and nuclear data for radioprotection studies in the material irradiation laboratory of TechnoFusion  
J. Sanz, P. Sauvan, P. Bolaños, A. Mayoral, D. López, F. Ogando, **M. García**, J.P.Catalán  
Proceedings 1<sup>st</sup> TechnoFusión Workshop
14. The coupled MCUNED and ACAB code system and its use to perform activation studies in deuteron accelerator facilities.  
J. Sanz, P. Sauvan, F.Ogando, D. López, A. Mayoral, **M.García**  
Accelerator Radiation Induced Activation (ARIA2011), 15-19 Mayo, 2011.
15. IFMIF/EVEDA Beam Dump Shielding: Optimized Design of the Front Part.  
**M. García**, F. Ogando, D. López, P. Sauvan, A. Mayoral, J. Sanz, B. Brañas, J. M. Arroyo.  
Proceedings of IPAC2011, San Sebastian (España), 2011.

## **Cursos realizados**

Centro: Forschungszentrum Karlsruhe (FZK)

Localidad: Karlsruhe (Alemania), Marzo 2008

Curso: McDelicious Workshop

Centro: Ettore Majorana Foundation and Centre for Scientific Culture

Localidad: Erice, Sicilia (Italia), Abril 2009

Curso: 11th. Course of the International School of Radiation Damage and Protection: operational radiation protection for accelerators in research and medicine